高経年化技術評価等報告書に対する
技術審査報告書

（四国電力株式会社伊方発電所第１号機）

平成１９年　８月　１日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

目 次

1．はじめに 1

2．審査の経緯 2
(1) 総合的な審査 2
(2) 現地検査 2
(3) 事業者報告書の変更 2
(4) 再審査 2
3．審査の内容 3
3．1 高経年化技術評価等 3
(1) 評価対象機器･構造物の抽出 3
(2) 消耗品･定期取替品の抽出 3
(3) 機器･構造物の部位への分割 3
(4) 動的機器(部位)の抽出 4
(5) 使用材料及び環境の同定 4
(6) 経年劣化事象の抽出 4
3．2 経年劣化事象ごとの技術評価 6
(1) 原子炉容器の中性子照射脆化 6
(2) 低サイクル疲労 9
(3) 応力腐食割れ 11
(4) 絶縁低下 14
(5) 配管減肉 16
(6) コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
(含む鉄骨構造の強度低下等) 17
(7) その他の経年劣化事象 22
3．3 網羅性の確保について 39
(1) 経年劣化事象の評価に係る網羅性の確保 39
(2) 部位の評価に係る網羅性の確保 39
(3) 機器･構造物の評価に係る網羅性の確保 39
3．4 耐震安全性評価 41
4． 長期保全計画 47
5． おわりに 48

添付資料－1 「機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ」 49
まえがき 50
1. ポンプ 51
2. 熱交換器 52
3. ポンプモータ 59
4. 容器 60
5. 配管 63
6. 弁 66
7. 炉内構造物 68
8. ケーブル 70
9. 電気設備 71
10. タービン設備 72
11. コンクリート及び鉄骨構造物 74
12. 計測制御設備 80
13. 空調設備 81
14. 機械設備 82
15. 電源設備 87

添付資料－2 「標準審査要領に基づくチェックリスト」(例) 90

添付資料－3 「耐震安全性評価の概要」 91

1．はじめに

四国電力株式会社（以下「事業者」という。）は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第３５条(保安及び特定核燃料物質の保護のために講ずべき処置)第１項の規定により、実用発電用原子炉施設の設置、運転等に関する規則（以下、「規則」という。）第１５条の２（原子炉施設の定期的な評価）第２項の規定に基づき、平成１９年９月３０日で運転開始後３０年目を迎える伊方発電所１号機について高経年化技術評価等を行い、規則第２４条第２項の規定に基づき、平成１８年９月２８日付け原子力発第０６１４８号をもって、「伊方発電所第１号機高経年化技術評価等報告書」（以下「事業者報告書」という。）を経済産業大臣に提出した。

独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「当機構」という。）は、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）からの指示により、以降、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」（以下、「ガイドライン」という。）（平成 17 年 12 月 26 日、平成 19 年 6 月 15 日一部改正）、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」（以下、「標準審査要領」という。）（平成 19 年 6 月 15 日）、及び、当機構が公表した「実用発電用原子炉施設における高経年化対策技術資料集(各種高経年化技術評価審査マニュアル（平成 17 年 12 月 26 日発行、平成 18 年 10 月 2 日改訂 1）；原子炉容器の中性子照射脆化、応力腐食割れ、疲労、配管減肉、電気計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下、耐震安全性評価）（以下、「審査マニュアル」という。）に基づき、事業者報告書に記載の技術的妥当性について確認を行った。本報告書は、審査結果の概要を取り纏めたものである。

2．審査の経緯

⑴ 総合的な審査

事業者は、規則第１５条の２第２項の規定に基づき、高経年化技術評価等を行うとともに、規則第２４条第２項の規定に基づき、平成１８年９月２８日付け原子力発第０６１４８号をもって、事業者報告書を経済産業大臣に報告した。

保安院は、当機構に対して、平成１８年１０月１９日に「四国電力株式会社伊方発電所１号機の高経年化技術評価結果及び長期保全計画の技術的妥当性の確認について」（平成 18･10･04 原院第 1 号；NISA-167d-06-6）を発出し、事業者における伊方発電所１号機の高経年化対策に係る評価結果について、技術的妥当性の確認を行い、その結果を保安院へ報告するように指示した。当機構は、これを受けてガイドライン、標準審査要領に記載の“審査等の視点及び判断基準”及び審査マニュアルに則り審査を開始した。

⑵ 現地調査

事業者報告書に記載される具体的な技術評価の裏付け又は根拠となるデータ、文書等を直接確認するため、当機構は、これらを主として保存･管理している当該発電所に保安院が実施した立入検査（平成１９年２月２０日～２月２３日）に技術的妥当性確認を支援する立場から同行（以下、「現地調査」という。）した。

⑶ 事業者報告書の変更

審査の過程で、保安院からの指摘を受けて、事業者は事業者報告書の内容を一部変更し、平成１９年７月１８日付け原子力発第０７０７３号をもって、事業者報告書（変更）を経済産業大臣に報告した。

⑷ 再審査

保安院は、再度、当機構に対して、平成１９年７月２６日に「四国電力株式会社伊方発電所第１号機の高経年化技術評価等報告書の変更報告書の技術的妥当性の確認について」（平成 19･07･18 原院第１号；NISA-167d-07-2）を発出し、事業者における伊方発電所１号機の高経年化対策に係る評価結果について、技術的妥当性の再確認を行い、その結果を保安院へ報告するように指示した。

当機構は、ガイドライン、標準審査要領に記載の“審査等の視点及び判断基準” 及び審査マニュアルに則り再審査を実施した。なお、事業者報告書（変更）には、当機構からのこれまでのヒアリング時の指摘事項に対する修正に加え、同社が自発的に修正した内容が含まれており、当機構は、事業者報告書（変更）について技術的妥当性の再確認を行った。

3．審査の内容

3．1 高経年化技術評価等

(1) 評価対象機器･構造物の抽出

「重要度分類指針」[1]の重要度分類クラス1、2及び3に分類される機器･構造物が漏れなく抽出されていることを審査した。

事業者は、重要度分類クラス1、2及び3に分類される機器･構造物について、伊方発電所系統線図集、計装ループブロック図等の社内文書等を活用し抽出している。

現地調査では、事業者が伊方発電所系統線図集等の社内文書等を用いてどのように漏れなく評価対象機器を抽出しているかを確認した。社内文書等には、上記の伊方発電所系統線図集の他、高経年化対策検討実施手順書、設備点検計画管理手順書、及び色塗り系統図等があり、これらに基づき事業者は、高経年化技術評価を実施するにあたり、抜け落ちがないよう対象機器の選定を行っている。

以上の結果より、事業者が行った評価対象機器･構造物の抽出は妥当である。

(2) 消耗品･定期取替品の抽出

高経年化技術評価等の対象外とすることができる消耗品･定期取替品について、その定義を明確にして抽出していることを審査した。

事業者は、機器の分解点検時に取替を行うものや、機器設計時から機器の使用状況により取替を行うことを前提としており、機器の分解点検時等に状況を確認し必要に応じ取替を行うものを消耗品として技術評価対象から外すこととしていた。また、取替周期を定め、定期的に取替を行うものについても定期取替品として対象から除外することとしていた。

しかし、事業者が定期取替品とした制御棒クラスタについては、現状保全において摩耗及び中性子照射量を基にした劣化評価管理を行っており、定期取替品の定義に合致しないことから、当機構はこれを高経年化技術評価の対象機器に加える必要があると評価した。これに対して事業者は、制御棒クラスタを高経年化技術評価の対象として加えたことから、事業者が実施した消耗品･定期取替品の抽出は妥当である。

(3) 機器･構造物の部位への分割

原子力発電所の安全機能達成のため、機器･構造物ごとに要求される機能を明確

---

[1] 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）

にし、その機能の維持のために必要な部位を評価対象として抽出していることを審査した。

各機器個別の条件を踏まえ、機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要なすべての部位に展開するとしており、事業者報告書には対象機器・構造物ごとに対応する部位を事業者は記載している。

現地調査において、当機構は事業者の部位展開に係る考え方・手法を確認し、機能維持に影響を与える部位が漏れなく抽出されていることをサンプリング等により確認した。

この結果、事業者が行った機器・構造物の評価部位への分割は妥当である。

(4) 動的機器(部位)の抽出

今回、事業者は評価対象外とすることができる動的機器(部位)の抽出は行わず、動的機器(部位)を含めた全ての機器に対する技術評価を実施している。

(5) 使用材料及び環境の同定

発生しているか又は発生する可能性のある経年劣化事象の抽出に当たって、部位単位の使用材料、環境を踏まえていることを審査した。

事業者は、前記(3)で分割した部位単位で、機器設計仕様書、系統設計仕様書及び取扱説明書等を用いて使用材料及び環境(圧力、温度、構造、流体条件等)を同定しており、妥当である。

(6) 経年劣化事象の抽出

部位の使用材料及び環境に応じ、発生しているか、又は発生が否定できない経年劣化事象がすべて抽出されていることを審査した。

事業者は経年劣化事象の抽出の方法として、以下の手順で考慮すべき経年劣化事象を抽出していることを確認した。なお、明らかに設計・施工不良に起因すると認められる事象や消耗品・定期取替品の経年劣化事象については対象外としている。

第1段階……他産業での経験も踏まえ、工学的に想定される経年劣化事象のうち、原子力機器の置かれている環境を考慮し、原子力プラントで想定される経年劣化事象を抽出する。

第2段階……原子力プラントで想定される経年劣化事象について、国内外の過去

数十年の運転実績、材料データ等を踏まえて、発生が想定される経年劣化事象を抽出する。

第3段階……技術評価対象機器個別の条件を考慮し、機器に要求される機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件及び現在までの運転経験を考慮して部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出する。

なお、標準審査要領では、当該プラントのみならず、国内外の運転情報、最新の技術的知見及び試験研究成果を整備し、これらの情報から経年劣化事象を抽出しているかとの視点・着眼点があり併せて審査した。

事業者は、伊方 1 号機の高経年化技術評価を実施するにあたり、伊方 1 号機運開（1997 年 9 月）以降高経年化技術評価実施（2006 年 9 月）までの国内外の運転経験について事象・原因を調査し、高経年化への影響を判断して反映を実施している。

国内外の原子力プラント運転経験に係る情報について、国内は、有限責任中間法人日本原子力技術協会の原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）において公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」及び「その他情報」を対象とし、国外は、ＮＲＣ（米国原子力規制委員会）のＢｕｌｌｅｔｉｎ[2]、Ｇｅｎｅｒｉｃ　Ｌｅｔｔｅｒ[3]及び Information Notice[4]の情報を対象としている。

最新の技術的知見については、国の定める技術基準、当機構の高経年化技術情報データベースの情報、（社）日本機械学会、(社)日本電気協会及び(社)日本原子力学会等の規格・基準類、等を対象にしている。

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（以下「着目すべき経年劣化事象」という。）の抽出に当たっては、前記の手法で抽出した考慮すべき経年劣化事象から、下記のア、イの理由で高経年化対策上有意な経年劣化でないと判断されるものを除き、高経年化対策上重要と判断される事象として抽出しており、着目すべき経年劣化事象に該当する事象と位置付けている。

---

[2] 検査実施局（I&E）によって原子力産業界や公衆に対して発行される通達であり、法的効力をもつものではないが、米国原子炉規制局（NRR）、I&E 局長や NRC 委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行された命令的な通達は法的強制力を有する。

[3] 米国原子炉規制局から認可取得者へ発行される書簡であり、個々の問題に対する NRC スタッフの見解や技術指導が記載される。規制局が意見や情報提供を要請している場合は、法的強制力がある。

[4] 検査実施局（I&E）によって原子力産業界や公衆に対して発行される公報であり法的効力をもつものではないが、NRR、I&E 局長や NRC 委員が固有の問題や特定の問題に関し、特定の認可取得者に対して発行した命令的な書簡は法的強制力を有する。

ア．一定の材料、環境、応力状態を前提とし、発生しうる又は発生の可能性が否定できない経年劣化事象による現実的な劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化傾向から乖離することが考え難い経年劣化事象であって、想定された劣化傾向に基づき適切な保全活動が行われているもの

イ．現在までの運転経験や使用条件から考えた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化事象の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

以上のような過程を経て、事業者は、評価対象機器･構造物の部位と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を組み合わせたマトリクス表を作成している。

当機構は、現地調査等において、前記の各段階に具体的な経年劣化事象を当てはめて経年劣化事象の抽出を行っていることを確認した。その中で、事業者が上記（イ）に基づき着目すべき経年劣化事象ではないとした余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管合流部等における疲労及び炉心そうの中性子照射脆化について、その進展は考えられない又は進展傾向が極めて小さいとは言えないと当機構は評価した。これに対して事業者は、当該事象について再評価を行い、「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」として取り扱うこととし、適切に評価を実施した。

このような経年劣化事象の抽出方法は、個々の経年劣化事象について、ガイドラインで定義される着目すべき経年劣化事象であるか否かを直接的に評価した方法ではないが、着目すべき経年劣化事象を保守的に抽出する観点から妥当である。

3．2 経年劣化事象ごとの技術評価

事業者の高経年化技術評価等報告書で「着目すべき経年劣化事象」とされている全事象について技術的妥当性の評価を行った。即ち、標準審査要領に従い、技術的妥当性の確認を行った。

また、原子炉容器の中性子照射脆化、低サイクル疲労、応力腐食割れ、配管減肉、電気計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下、並びに耐震安全性評価については、審査マニュアルに沿って評価を実施した。

（1） 原子炉容器の中性子照射脆化（表3．2－1参照）

原子炉容器の中性子照射脆化は、炉心の核分裂により生成される中性子が長期間にわたり原子炉容器に照射されることにより、その靭性が徐々に低下する（脆化）現

象である。

原子炉容器材料は、低温では脆く遷移温度域で破壊靭性が増加し、上部棚温度域ではほぼ一定の破壊靭性となる。照射により遷移温度は上昇し、上部棚温度での破壊靭性は低下する。事業者は脆化傾向を定量的に把握するために試験用カプセル内に不活性ガスと一緒に内封された監視試験片を原子炉容器内に装荷し、これを定期的に取り出して機械的性質の確認を行っている。中性子照射脆化による破壊靭性の変化は、監視試験片として用いられるシャルピー衝撃試験片の試験から求められる遷移温度の上昇量と上部棚吸収エネルギー（USE）の低下を用いて評価する。

監視試験の結果を考慮して、原子炉容器の運転管理と60年供用時の健全性予測評価を行い、追加保全策を策定している。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

照射量が 10^{17}n/cm^2 以上の範囲では構造不連続部が無いので、評価点は中性子照射量の最も多い原子炉容器胴部を評価点として抽出しており、当機構の審査マニュアルに適合している。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

原子炉容器の中性子照射による脆化については、実機の脆化傾向を計測する監視試験片の設置が技術基準で定められており、また脆化予測式が電気技術規程JEAC4201-2004「原子炉構造材の監視試験方法」に定められている。

当該原子炉容器には、監視試験片を挿入したカプセルを炉内に6体挿入してあり、現在までに3体のカプセルを取り出し試験が実施されている。原子炉容器胴部材料でできた監視試験片の遷移温度域における関連温度とシャルピー上部棚温度域における吸収エネルギーが把握されている。

監視試験で得られた遷移温度域の関連温度上昇は、材料の化学成分と照射量から予測される傾向よりやや大きい傾向を示している。このため、JEAC4201-2004に従い、3回の監視試験データの脆化傾向を反映するように脆化予測式を定めている。

監視試験で得られた上部棚温度域の吸収エネルギーは、低下は認められるもののスクリーニング値68J に対して150J以上の高い値である。JEAC4201-2004に従い、3回の監視試験データの脆化傾向を反映するように定めた脆化予測式によれば、60年供用時の値は130Jを下回らないと予測される。

これらの進展予測評価が、JEAC4201－2004に従って正しく実施されており、当機構の審査マニュアルに適合している。

③ 健全性の評価

低温での非延性的な破壊を防止するため JEAC４２０６－２００４「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」に従って、低温時の温度圧力制限を確認するため、低温となる事故時の原子炉容器の健全性を予測評価している。低温時の温度圧力制限は、脆化予測式による関連温度の上昇を考慮し評価した破壊靭性に基づいて設定されている。また、実測した破壊靭性値を、脆化予測式による６０年供用時までの関連温度上昇分だけ温度シフトするとして破壊靭性を評価し、原子炉容器の冷却を伴う事故時（加圧熱衝撃事象（PTS 事象）、大破断 LOCA）の健全性を評価し、原子炉容器が破壊することはないと評価している。

上部棚温度域での健全性については、JEAC４２０６－２００４に従って USE がスクリーニング値６８J 以上であれば十分な破壊靭性を有して健全性が維持されるとしており、６０年供用時の USE 予測値はスクリーニング値を上回っているので健全性が確保されるとしている。

当機構は、監視試験記録の現地調査等により、これらの評価が正しく実施されていることを確認し、審査マニュアルに照らして妥当である。

原子炉容器胴部の健全性評価に関連して、報告書には供用期間中超音波探傷検査により、当該部に有害な欠陥の無いことを確認していると記載されている。

当機構は、原子炉容器胴部の供用期間中検査において欠陥指示が検出されていないことを検査記録で確認した。遷移温度域での健全性を確保するための温度圧力制限や PTS 事象などに対する健全性評価では、大きな欠陥を想定するが、実機評価点の供用期間中検査記録には欠陥エコーが記録されておらず、有意な欠陥が存在しないと評価されるので、十分大きな余裕を持って健全性が確保されており、当機構の審査マニュアルに適合していることを確認した。

以上まとめると、遷移温度域、上部棚温度域ともに、最新の電気技術規程に従って６０年供用時までの原子炉容器の脆化が予測されていること、また予測結果に基づいて原子炉容器の健全性を評価しており、当機構の審査マニュアルに適合していることを確認した。

なお、適用された脆化予測式による遷移温度上昇の予測は、監視試験データの脆化傾向を反映して保守的に脆化を評価するものとなっている。脆化予測式は実績の多い比較的低照射量域での脆化傾向を表しており、長期予測の信頼性を向上させるために、今後、高照射量領域での監視試験データにより脆化状況を確認しつつ供用することと、それらを脆化予測式に反映することによって予測評価精度を向上することが望まれる。

④ 現状保全の評価

発電所の保安規定に従って、監視試験を行い、ＪＥＡＣ４２０１－２００４に基づく脆

化予測、ＪＥＡＣ４２０６－２００４に基づく低温時の温度圧力制限を実施している。また、原子炉容器に対しては、定期事業者検査で超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

当機構は、現状保全が適切な計画と管理のもとに実施されていることを、記録等により確認した。ただし、JEAC４２０１－２００４に従えば次回の監視試験は１０年以上先であるために、試験時期は具体化されていない。

⑤ 追加保全策の策定

事業者は、関連温度の上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、これらの技術開発等により得られた知見を踏まえ、今後の保全に反映すべきものであるか検討していくとしている。

当機構は、審査マニュアルに照らしてこの追加保全策を妥当と判断する。補足として、当該プラントの関連温度の照射量依存性がやや大きい傾向を示している可能性があることから、次回監視試験時期が具体化されていない点に関しては、現在、社団法人日本電気協会で実施されている長期供用を考慮した監視試験スケジュールの見直し結果を受けて、早期に具体化することが望まれる。

以上全体として、事業者が行った原子炉容器の照射脆化については、実機の脆化状況の把握と予測評価を踏まえた技術評価が行われ、これに基づく追加保全策を適切に策定している。

(2) 低サイクル疲労（表３．２－２参照）

プラントの起動や停止などに伴い、原子炉容器等は、大きい温度圧力の変化によって機器の構造不連続部には局所的に大きい応力振幅が生じ、それが繰り返されるとき裂が発生する現象を低サイクル疲労という。

低サイクル疲労によるき裂の発生を防止するために、原子炉容器等は、設計時に想定した評価期間に生じる起動停止などの過渡により定められた設計応力サイクルを考慮しても、疲労き裂が生じないよう設計されている。疲労に対する高経年化技術評価は、これらの機器に対して、供用期間を６０年と仮定した場合の応力サイクルを設定して、さらに接液環境の効果を考慮して疲労き裂の発生有無を評価する必要がある。

当該プラントは、事業者が評価を開始した２００３年末時点では３６回の起動停止を経て３７回目の起動後運転中であり、事業者はその間の運転実績に基づいて、以下

に示すプラントの６０年供用時の低サイクル疲労評価を実施し、追加保全策を策定している。但し、蒸気発生器や配管で取り替えられた部位については、取替以降の運転実績に基づいてプラントの６０年供用時の評価を実施している。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

評価点は、工事計画認可時の評価で疲れ累積係数が大きかった部位を中心に、選定されている。工事計画認可時の疲れ累積係数が０．１を目安としているが、弁等は接液環境の影響を簡略的に評価することに伴う環境効果係数の大きさも考慮して、評価点を決定している。また、熱成層荷重が加わる機器ノズルや配管では、目安値より小さい疲れ累積係数の部位も評価点としており、当機構の審査マニュアルに則している。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

６０年供用時の低サイクル疲労評価に用いる応力サイクルは、運転開始から高経年化技術評価を開始した２００３年末時点までの実績平均発生頻度を求めその頻度が６０年供用時まで続くと想定してサイクル数を評価している。但し、蒸気発生器や配管で取り替えられた部位については、取替以降の運転実績に基づいてプラントの６０年供用時のサイクル数を評価している。

全ての評価点に対して、６０年供用時の応力サイクルによる低サイクル疲労評価を行い、またこれらの部位の内で一次冷却材に接する部位には、「発電用原子力設備に関する環境疲労評価ガイドライン」（平成１４年６月、社団法人火力原子力発電技術協会）に従って、環境中の疲れ累積係数を評価している。ここで、設計時に強度部材として評価していないクラッド溶接を施工していることにより接液していない母材については、一次冷却材に接しない部位とし、接液環境の影響は近傍のクラッド溶接を施工していない接液部位に対して評価している。

③ 健全性の評価

事業者報告書では、６０年供用時の疲れ累積係数は、全ての評価点で接液環境を考慮しても１以下となったことから、６０年供用時にも低サイクル疲労き裂は発生しないと評価している。

④ 現状保全の評価

耐圧部については計画的な目視点検、超音波探傷検査、浸透探傷検査及び漏えい検査等を実施しており、非耐圧部についても日常の目視点検を実施しているが、低サイクル疲労き裂の発生事例は無いと報告している。

⑤ 追加保全策の策定

低サイクル疲労き裂については、高経年化対策の観点から留意すべき項目はないが、現状保全に加えて、念のため定期的（１０年を超えない期間ごと）に実過渡回数の確認による疲労評価を行うとしている。

以上の結果、当機構の審査マニュアルに則して、これまでの運転実績に基づいた６０年供用時の低サイクル疲労評価が適切に実施されていると判断する。評価の結果、一部機器配管の取替を実施したプラントの現状に対して、プラントの６０年供用時までに低サイクル疲労き裂が発生すると予測される評価点は無いものの、６０年供用時評価の前提である実績過渡頻度は今後変動する可能性があることから、念のため実過渡回数の確認による疲労評価を追加保全策として設定したことは適切と判断する。

但し、接液環境の影響について、設計上強度部材とみなさないクラッド溶接に環境遮断機能を担保させることの妥当性を確認することが望まれる。クラッド溶接された母材の疲れ累積係数が大きい部位については、クラッドの低サイクル疲労割れの評価を実施するか、今後の研究と相まってクラッドの割れ検査の充実について検討することが望まれる。

（3） 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、原子炉容器、炉内構造物、配管等において、材料-応力-環境の3要素が重畳する、主として溶接熱影響部及び溶接金属に発生する。

その応力腐食割れの発生時期については、平成１７年8月に保安院が公表した「実用炉発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」の別冊資料「応力腐食割れに係る高経年化対策の在り方」に記載されている。

照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）は、しきい照射量を超えると感受性が発現するため、ひび割れ発生の可能性が増大すると考えられる。しかしながら、低炭素ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ（ＩＧＳＣＣ）は、運転開始２０年以上のデータは乏しいものの、ＩＧＳＣＣの発生は経年化とともに大きく増加する傾向は認められず、寧ろ運転開始から数年以内にも発生する場合があり、必ずしも運転年数との明確な依存性はない。また、６００系ニッケル基合金の応力腐食割れの発生については、母材よりも溶接金属の方が可能性は高いと考えられている。

したがって、応力腐食割れに関する高経年化対策としては、審査マニュアルに記載のとおり、国内外の損傷事例の分析、試験研究等の最新技術知見、運転経験等を用いた発生傾向の分析と点検とその頻度を含む現状保全の妥当性評価が必要である。

表3．2－3に、原子炉容器、蒸気発生器、復水タンク、配管、弁、炉内構造物、高圧タービン等の応力腐食割れに関する健全性評価、現状保全、追加保全に関する概要を表として取り纏めた。ここでは、原子炉容器を例に審査結果概要を示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

事業者は、機能達成に必要な項目（バウンダリの維持）を考慮して主要な部位（上部胴、中間胴、下部胴、冷却材入口・出口管台、炉内計装筒など）に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮に入れた経年劣化事象の抽出を行い表に纏めている。

原子炉容器に対する応力腐食割れの評価点として、インコネル６００合金又はインコネル６９０合金が使用されている冷却材入口・出口管台、蓋用管台、空気抜用管台、炉内計装筒、炉心支持金物を抽出しており妥当なものと判断する。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

温度３６０℃を加速条件とした定荷重応力腐食割れ試験（民間研究）により、応力腐食割れが発生するまでの時間は応力に依存することが知られている。また、溶存酸素、塩化物イオン等の化学成分及び温度といった環境条件が重要な要因となっている。しかしながら、ＰＷＲの一次系冷却水は、水素注入や脱塩処理により、溶存酸素濃度、塩化物イオン濃度を極力低減している。このことから温度が重要な環境要因であり、温度が高いほど応力腐食割れ発生時間は短くなると考えられる。

（炉内計装筒）

最新の技術的知見を踏まえて、上記評価点について、温度・応力条件をもとに評価を行った結果、炉内計装筒のＪ溶接部の影響を受け高い残留応力が発生しているものと考えられる管内面母材部[5]（インコネル 600 合金）及び建設時において溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合の炉内計装筒Ｊ溶接金属部（インコネル６００合金）には、高い残留応力が発生している可能性があり[6]、応力腐食割れが発生する可能性は否定できないとしている。

なお、炉内計装筒母材部については、第２２回定期検査時（２００４年度）におけるレーザーピーニング[7]（応力緩和）施工前の検査において異常のないことを確認している。

---

[5] 平成 15 年度「原子力プラント機器材料劣化対策技術に関する報告書」（平成 16 年 6 月、独立行政法人原子力安全基盤機構）（P25）では、500MPa 程度の高い残留応力が発生する可能性があるとされている。

[6] 大飯３号機原子炉容器上蓋制御棒駆動装置取付管台からの漏えい事例において、その発生原因は、溶接部の表面仕上げ(バフ仕上げ)が行われなかったことに起因して、高い引張り残留応力が発生したことにより応力腐食割れが発生した可能性が高いとの調査結果が報告されている。（関西電力のホームページより引用）

[7] レーザーピーニング（LP）とは、レーザーのエネルギーを金属表面に集光することによって発生するプラズマの衝撃波によって材料表面を塑性変形させ、圧縮の残留応力を発生させる方法をいう。

(冷却材入口管台、炉心支持金物)

いずれもインコネル600合金であり、最新の技術的知見を踏まえると応力腐食割れの発生を否定できないとしている。

(冷却材出口管台、蓋用管台及び空気抜用管台)

冷却材出口管台、蓋用管台及び空気抜用管台の材料は、耐食性に優れたインコネル690合金を使用しており、温度360℃を加速条件とした定荷重応力腐食割れ試験(民間研究)では、約500MPa の高応力条件下でも応力腐食割れは発生しないという試験結果があり、現時点では応力腐食割れ発生の可能性は低いと評価している。

③ 健全性の評価

(炉内計装筒)

②で述べたように炉内計装筒管内面母材部及び炉内計装筒J溶接金属部(いずれもインコネル600合金)のいずれの部位にも高い引張残留応力が発生している可能性があり、応力腐食割れ発生の可能性は否定できないとしている。しかしながら、第22回定期検査時(2004年度)に炉内計装筒J溶接部の管内面母材部にレーザーピーニングによる残留応力改善が図られていることから応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

炉内計装筒J溶接部表面については、応力腐食割れ発生の可能性が否定できないため、第24回定期検査時(2006～2007年度)にレーザーピーニングによる応力改善が図られている。

(冷却材入口管台継手・炉心支持金物継手)

いずれもインコネル600合金であり、最新の技術的知見を踏まえると応力腐食割れの発生を否定できない。しかしながら、冷却材入口管台継手は温度が低く、レーザーピーニングを施工している。また、炉心支持金物継手も低応力、低温度であり、現在の知見において応力腐食割れ発生の可能性は低いと評価している。

④ 現状保全の評価

原子炉容器のインコネル600合金使用部位の応力腐食割れに対しては、社団法人日本機械学会維持規格(JSME S NA1-2002)に加えて、保安院指示文書(平成17・06・10 原院第 7 号 NISA-163a-05-2)に指示されている手法・頻度(超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査)で検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

また、定期的に漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認している。

⑤ 追加保全策の策定

前述の保安院指示文書に基づく継続的な検査の実施により健全性を確認していくとともに、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」や民間の技術開発により得られた知見を踏まえ、き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに、応力改善などの予防保全技術を確立し、実機適用を推進していくとしている。

当機構は現地調査において、応力腐食割れに対する点検実績や点検計画、水質管理等の予防保全策実施実績を確認するとともに、炉内構造物取替時に採用したバッフルフォーマボルト材質の詳細を確認し、耐 IASCC 性が改善されていること等を確認した。

以上の結果より、事業者が行った原子炉容器等の応力腐食割れに係るこれまでの発生・進展状況及び対策の実施状況等を踏まえた技術評価及びこれに基づく追加保全策の策定は妥当である。

(4) 絶縁低下

電気計装品の経年劣化事象の主たるものは、電気計装品に使用されている絶縁物の絶縁低下であり、絶縁低下の技術評価例としてケーブルの審査結果を以下に示す。なお、ケーブルは、高圧ケーブル、低圧ケーブル及び同軸ケーブルに大別され、かつ、それぞれ種々なケーブルが使用されており、個々のケーブルの健全性評価、現状保全及び追加保全策に対する審査結果概要を表3．2－4に示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

ケーブルは通電部位である導体と大地、あるいは導体と他の導体との電気的独立性（絶縁性）を確保するために、電気抵抗の大きい絶縁体を介在させているが、この絶縁体が環境（熱・放射線等）、電気的及び機械的な要因で劣化し、電気抵抗が低下することで電気的独立性（絶縁性）を確保できなくなる事象がケーブルの絶縁低下であり、この事象は時間の経過とともに進展する事象である。これらを踏まえ、個々のケーブルごとに最も環境（温度、線量率）が厳しい使用条件を特定し、その箇所のケーブルの絶縁体の絶縁低下を経年劣化事象に対する評価点として抽出しており妥当である。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

事業者は、点検時の絶縁抵抗測定等によりケーブルの絶縁機能の健全性を確認しており、これまで有意な絶縁低下は生じていない状況にある。

しかしながら、ケーブルの絶縁体は、有機物のエチレンプロピレンゴム等であり、通常運転中は常に熱や放射線に曝されているため、６０年の供用を仮定すると、環境、熱的及び電気的要因により経年劣化が進行して絶縁低下を起こす可能性がある。このためにケーブルの絶縁低下を長期健全性試験により評価しており、経年劣化事象の発生及び進展の評価は妥当である。

③ 健全性の評価

高圧ケーブル等安全系ケーブルは、供用期間中に受ける熱･放射線の影響を考慮しても通電機能等が維持される必要がある。また、これらのケーブルの中には通常運転時の末期に事故時雰囲気環境に曝されたとしても通電機能等が維持される必要のあるものがある。

このため事業者は、通常運転中に受ける熱･放射線を加速付与するとともに必要に応じて事故時雰囲気を模擬した環境にケーブルを曝す社団法人電気学会技術報告Ⅱ部第 139 号「原子力発電所用電線･ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」（以下「電気学会推奨案」という）と同じ手法でケーブルの長期健全性試験を実施し、この結果に基づき、全てのケーブルは６０年間の通常運転及び必要に応じて事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価している。

当機構は上記の健全性評価について、事業者が実施した長期健全性試験の試験条件が想定した使用条件等と合致または包絡していることを確認しており、評価は妥当である。

④ 現状保全の評価

ケーブルの絶縁特性低下に対する現状保全として、定期的に絶縁抵抗測定等が実施されており、現状保全の評価は妥当である。

⑤ 追加保全策の策定

全てのケーブルについて、現在、国のプロジェクトで実施中のより実機環境を模擬した国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討していくとしており、追加保全策の策定は妥当である。

当機構は、現地調査において、長期健全性試験の試験条件が伊方１号機固有の使用条件を包絡していること、及び高圧ケーブルの絶縁診断結果等を確認した。

以上の結果より、事業者の行ったケーブル絶縁低下に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は妥当なものである。

(5) 配管減肉

流体流れによる配管減肉事象は、その発生メカニズムに基づいて、流れ加速型腐食(FAC : Flow Accelerated Corrosion)及びエロージョンに分類される。後者については、原子力発電においては液滴衝撃エロージョン及びフラッシングエロージョンが含まれる。FAC、エロージョンいずれも、エルボ、レデューサ、オリフィス下流部等の流れの乱れが起きる範囲で発生する。

事業者は、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(1990 年 5 月)に基づいて配管減肉に対する管理を実施してきており、さらに、NISA 指示文書、「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」(NISA-163a-05-1、平成 17 年 2 月 18 日)に基づき、新たに「2次系配管経年変化調査マニュアル」を制定した。(2004 年 2 月)

伊方1号機では、初回定期検査時から配管肉厚測定が実施され、現状、上記マニュアルに基づいて配管減肉管理が行われている。

以下に、配管減肉に対する高経年化技術評価の審査結果を述べる。また、概要を表3．2－5に示す。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

事業者は、上記、「2次系配管経年変化調査マニュアル」(以下、「配管マニュアル」という。)に従い、過去の故障、トラブル経験等における減肉実績及び既存の工学的知見から減肉が顕著に発生すると予想される系統並びに知見拡充のため参考として肉厚を測定する系統等を選定し、それらのオリフィス下流部、制御弁・流量調整弁下流部、エルボ、ティー管、レデューサ等及び下流部の偏流の影響を受ける部位を評価点として抽出し、検査を実施している。

なお、検査を実施した結果、見直しが必要と判断された場合には速やかに検査対象箇所の見直しを行う他、配管取替等を行った場合にも、速やかに検査対象箇所の見直しを行うとしている。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

配管減肉では、内部流体の流速、水質、温度や、当該部の形状等の使用条件から減肉の発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚計測結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であるとして、減肉の可能性のある箇所すべてについて肉厚計測を行い、減肉の有無を把握するとともに、一定以上の減肉が認められた場合、減肉率を算定して減肉の進展評価を行い余寿命を算定している。上述の配管マニュアルで詳細に減肉進展評価領等を規定されており、これによれば、2回分の測定値がある場合は前回測定値からの進展量に基づき、3回分の測定値がある場合は3点から最小自乗法により減肉率を算出し、減肉の進展評価が行われる。

③ 健全性の評価

配管減肉については、当該部の肉厚測定結果に基づき、最小測定肉厚値及び最大減肉率の組合せで当該配管の「必要最小厚さ」に到達するまでの期間を算定し、これを余寿命としている。余寿命が2年未満になると取替が行われる。

伊方1号機では初回定期検査時から配管肉厚測定が実施され、現在までに主蒸気系統配管では減肉が認められていないものの、主給水系統、抽気系統、グランド蒸気系統、ドレン系統、蒸気発生器ブローダウン系統等で減肉が確認されており、必要に応じて取替が行われてきている。

④ 現状保全の評価

配管減肉管理については、減肉の可能性が考えられる配管部位すべてを対象とする超音波法による肉厚測定が行なわれている。上記②項で述べたように、配管肉厚測定値に基づいて減肉進展を評価し、余寿命が5年となる時期を基準として次回の検査実施時期が設定される。これを繰り返し、余寿命が2年を下回った場合、予防保全として配管の取替が行われている。

これら一連の操作における肉厚測定データの管理や減肉率、余寿命の算出には、「2次系配管経年変化システム」が用いられている。今後、高経年化への対応のため本システムを用いた管理を徹底するとしている。

⑤ 追加保全策の策定

「今後も配管マニュアルに従った管理を継続し、計画的な肉厚測定による減肉傾向を監視しつつ、必用に応じて配管取替を行っていくとともに、「2次系配管経年変化システム」による管理の徹底及び改善を行う。」としている。さらに、社団法人日本機械学会の配管減肉管理に関する規格や実機の肉厚測定結果の蓄積による知見を踏まえた管理マニュアルの改定を継続するとした長期保全計画を掲げている。

以上の、事業者による配管減肉に対する管理要領・実績は、現地調査時等に、配管マニュアル等を確認するとともに、主給水系統配管、第3抽気系統配管及びヒータドレン系統配管における減肉進展評価、余寿命算定実績等を確認し、事業者の行った配管減肉に係る技術評価及びこれに基づく追加保全策は高経年化プラントにおいて面的、量的な拡大が予想される配管減肉事象に対する対応として妥当なものである。

(6) コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
(含む鉄骨構造の強度低下等)

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下、鉄骨構造の強度低下についての審

査結果を表3．2－6（1-1～3）（2）に示す。

以下に、コンクリートの強度低下の審査例として、中性化による強度低下と伊方1号機で特に問題となったアルカリ骨材反応による強度低下を、鉄骨構造の強度低下の審査例として腐食による強度低下について述べる。

① 経年劣化事象に対する評価点の抽出

・コンクリートの中性化による強度低下

中性化は、二酸化炭素濃度、温度、相対湿度、塗装等の仕上げの有無等により進展が変化する。よって、これら環境条件等に着目し、複数箇所で最も中性化の影響があると考えられる箇所を評価点として選定する必要がある。

二酸化炭素濃度、温度、相対湿度、塗装等の仕上げの有無に着目し、中性化深さを計測し、屋内部では、最大の中性化深さを与える原子炉格納施設基礎アニュラス床（仕上げなし）を評価点とし、屋外部では同じく最大の中性化深さを与える外部遮へい壁を評価点として選定していることは妥当である。

・コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下

アルカリ骨材反応（ASR）は反応性を持つ骨材に起因し生じる。対象構造物の多くは ASR が発生する可能性がある山口県柳井市産の砕石（安山岩）を使用している為、本事象の評価点は、対象構造物全般を評価対象部位とし、構造物の規模に応じて評価点を選定するとしていることは妥当である。

・鉄骨の腐食による強度低下

鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。海塩粒子等により、腐食が促進され、さらに腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性があるとし、本事象の評価点は絞りきれないため、対象構造物（内部コンクリート（鉄骨部）、原子炉補助建家（燃料取扱室、中央制御室）、タービン建家（鉄骨部）、脱気器基礎（鉄骨部、配管架台））全ての柱・梁等の構造部材を評価点として抽出していることは妥当である。

② 経年劣化事象の発生又は進展の評価

・コンクリートの中性化による強度低下

中性化がコンクリートの内部に進行し、鉄筋に保護膜を作るアルカリ性が失われると、鉄筋はコンクリート中の水分と酸素の作用で腐食し、鉄筋体積の膨張によりコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとしている評価は妥当である。

・コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート中の反応性シリカ鉱物を含む骨材は、水の存在下でコンクリート中に含まれるアルカリと反応して、骨材の周囲にアルカリシリカゲルを生成する。アルカリシリカゲルは、吸水・膨潤する性質がありコンクリートを膨張させ、それに伴ってコンクリート表面にひび割れが発生し、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとした評価は妥当である。

・鉄骨の腐食による強度低下

鉄は一般的に大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。腐食は海塩粒子等により促進され、進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性があるとした評価は妥当である。

③ 健全性の評価

・コンクリートの中性化による強度低下

健全性の評価では、岸谷、森永及び実測値に基づく$\sqrt{t}$則の中性化予測式により、現状の中性化深さの測定結果と推定値を比較し、現状の中性化深さの計測値が妥当であることを確認した上で、これら推定式を用いた推定が安全側評価となることを確認している。その上で、これら予測式を用いて運転開始後６０年時点の中性化深さを推定し求めている。

その結果、６０年時点の中性化深さの推定値（原子炉格納施設基礎アニュラス床：３．９cm、外部遮へい壁：３．３cm）は判断基準値（原子炉格納施設基礎アニュラス床：８．０cm、外部遮へい壁：６．０cm）を下回り、中性化による強度低下は長期健全性評価上問題とならないとした評価は妥当である。

・コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート構造物に対する ASR の影響は、ASR の進展度に応じて異なるため、ASR を示唆する表面ひび割れの有無によって以下のように区分し評価するとしている。

①ASR を示唆する表面ひび割れが見られない構造物

②ASR による膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物

①ASR を示唆する表面ひび割れが見られない構造物

これらの対象構造物は ASR を示唆する表面ひび割れが見られないことから、ASR が生じていない又は生じていても日本コンクリート工学協会等の状態グレード分類中で最も軽微な「状態Ⅰ」と考えられること、コア供試体による平均圧縮強度も設計基準強度を上回ること、促進膨張試験結果も規定値を下回り、今後も ASR の発生又は進展が考えられないことから、現在の支持機能は問題なく、また長期健全性評価上も問題ないとしている。

②ASR による膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物

建設後に実施している目視点検等によって、タービン架台の一部及び脱気器基礎に ASR による膨張に伴う表面ひび割れの発生を確認している。

・脱気器基礎はコア供試体による圧縮強度も設計基準強度を上回ること、脱気器と基礎とのサポート部材はスライドできる構造となっており、ASR の膨張変形の影響を与えにくい構造となっていることから、支持機能に問題ないとしている。また促進膨張試験結果も規定値を十分下回ることから長期健全性評価上も問題ないとしている。

タービン架台は、架台上面のテーブルデッキ部（以下、「TD 部」という。）でひび割れが顕著に発生しており、タービン軸方向で温度膨張も含め 50mm 程度（TD 部全長 50m に対し 1000μ程度の平均膨張ひずみ）の膨張変形を示しているが、ここ十数年前より収束状態にあり ASR の進展が見られないとしている。また TD 部以外の部位では ASR の発生は軽微またはそのような傾向は認められないとしている。

ASR が顕在化している TD 部のコア供試体による平均圧縮強度は設計基準強度を上回っていること、構造解析の結果、通常運転時荷重を作用させた場合、最も厳しい部材の発生せん断力はせん断耐力の 67%であり、部材の耐荷性能に問題はないと考えられること、下部架構部材を含め構造的に問題になるようなひび割れは認められないことから、架構全体として問題ないとしている。

一方、タービン車室と発電機フレームは熱膨張に対処するため軸受部が軸方向にスライドする構造となっており、ASR による膨張に対応できる構造になっていること、万一膨張量が軸受部での余裕を超えそうな場合は、車軸長さの調整のため設置しているスペーサの厚さを変更する等により膨張を吸収でき、今後も同様な対処により対応を図ることから、架台の要求機能上問題ないとしている。

また、採取したコア供試体による促進膨張試験により、今後の進展を評価しているが膨張量はいずれも規定値を下回っていることから、今後も ASR の進展が生じるとは考えにくく、長期健全性評価上も問題ないとしている。

なお、これら検討結果は第三者評価機関である建築研究振興協会の「アルカリ骨材反応に関する鉄筋コンクリート構造物の健全性評価及び維持管理方法検討会」で審議を受けている。

当機構では、事業者が実施したタービン架台の健全性評価解析をトレースし、解析内容の妥当性を確認した。また、事業者は60年の供用を仮定し、ASR 再進展を推定した上でタービン架台の健全性を確認したが、当機構が実施した ASR の

再進展に関する文献調査では、一度膨張が収束したASR構造物で再進展した例はなく、事業者の検討は安全側評価であることが確認された。

よって、これらの事業者の評価内容は、現状での評価としては妥当である。

・鉄骨の腐食による強度低下

腐食による強度低下に関する健全性の評価では、塗膜および鋼材の耐用年数を建築学会評価式より算定し、定期的な目視点検と組合せて適切な塗装の塗替え等を実施することで、鉄骨構造物の腐食による強度低下は健全性評価上問題とならないとしており妥当である。

④ 現状保全の評価

・コンクリートの中性化による強度低下

コンクリートの中性化による強度低下に関しては、定期的（1回/年程度）にコンクリート表面のひび割れや塗装の劣化等の目視点検を実施し、変状が見られた場合は、原因の推定、健全性の評価を行い、必要に応じてひび割れ補修等の対応を実施しているとしており、妥当である。

・コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下

対象構造物のうちASRが顕在化している構造物については、鉄筋保護等の観点からひび割れ補修を実施し、補修後も引き続きASRの進展状況を監視している。

脱気器基礎では、定期的な目視点検による継続的な監視に加え、上屋を設置しており、コンクリートの環境面での改善を図っている。

タービン架台では、表面のひび割れ、膨張変形、内部鉄筋ひずみの定期的な調査・計測を継続しており、2002年には架台全体の状態を把握するため振動計測、原因推定の参考とするための温湿度計測を追加している。また、架台外周部のひび割れについては、2002年から2003年の間に補修を実施しており、TD部機器側面のひび割れについては、計画的に補修を実施することとしている。

タービン架台については、状態監視を継続し、傾向に大きな変化が確認された場合は、原因の分析及び調査結果の評価を行うとともに、その結果に応じて調査内容の変更・追加，補修等適切な対応を図るとしている。

上記の取り組みから現状保全は妥当である。

・鉄骨の腐食による強度低下

鉄骨の腐食による強度低下については、定期的（1回/年程度）に目視点検を実

施し、強度低下につながるような鋼材の腐食がないことを確認し、もし鋼材の腐食に影響する有意な塗装の劣化が認められた場合には、その部分の塗装の塗替えを行うとしており、妥当である。

⑤ 追加保全策の策定

・コンクリートの中性化による強度低下

・コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート構造物の強度低下に対して、現状保全は適切なものと考えられるが、コンクリートの特性に応じ、ASR等によるひび割れの点検方法について、その発生原因の推定方法や原因に応じた適切な対応を盛り込むとともに、ASRに関する新たな知見を注視しつつ、考慮すべき知見が認められた場合には、健全性について再評価を実施し、必要に応じ対応を検討する等、さらなる保全の充実を図っていくとしている。

ASRが顕在化している構造物については、現状保全項目にリバウンドハンマー等の非破壊試験（1回／年程度）を追加し、強度に急激な経年劣化傾向が生じていないことを確認していくとしている。

さらに、タービン架台については、架台全体としての変形挙動を把握していく観点から TD 部膨張変形計測に合わせ柱傾斜等の計測を追加するとともに、鉄筋の状態を精度よく把握するため、研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ、実機への適用を図っていくとしていることは妥当と判断する。

・鉄骨の腐食による強度低下

上記の健全性評価結果から、鉄骨の腐食による強度低下に関する追加保全策はなしとしたことは妥当と判断する。

なお、コンクリートに関する他の劣化事象（熱による強度低下、放射線照射による強度低下、塩分浸透による強度低下、熱による遮へい能力低下）の評価についての審査結果も表3．2－6（1）（2）に示す。

（7） その他の経年劣化事象

事業者は、前記のうち（1）～（6）の経年劣化事象について、（1）～（6）に記述した以外の機器・構造物に対する健全性評価等を実施するとともに、下記の経年劣化事象についても関連する機器・構造物の健全性評価等を実施している。

その他の経年劣化事象については、添付資料－1「機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ」で評価の概要の中でも記載している。

なお、当機構は、添付資料－2 「標準審査要領に基づくチェックリスト」（例）に示すようにチェックリストを用いて、全ての機器、原子炉機器で想定される全ての経年劣化事象（その他の経年劣化事象）について漏れなく、標準審査要領に従い、評価を行い精査しており、その評価結果は妥当である。

① 1次冷却材管の熱時効

② 機械設備（ポンプ、熱交換器、容器等）を中心とした、孔食、隙間腐食、全面腐食、腐食（屋外設置配管、鉄骨構造物等）、摩耗、絶縁低下、減肉、溶損、中性子照射脆化、疲労割れ（高サイクル疲労、フレッティング疲労、熱疲労）、オイル等の劣化、固着、はく離、性能低下、支持機能低下、スケール付着、基礎ボルト樹脂の劣化

③ 電気・計装設備（モータ、電源設備、電気ペネトレーション、計測制御設備）を中心とした特性低下、固着、気密性の低下

④ コンクリートの強度低下（熱、放射線照射、塩分浸透）、コンクリートの遮へい能力低下（熱）

表3．2－1　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（中性子照射脆化）

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
中性子照射脆化	原子炉容器（RV）	<u>遷移温度域</u> JEAC4201-2004 の予測式による関連温度の上昇量は、3 回の監視試験による関連温度の上昇を全て上回っている。この予測式に基づいて、60年供用時までの関連温度の上昇を予測し、JEAC4206-2004 に基づいて健全性評価を行っている。健全性評価では大きな欠陥を想定するが、供用期間中検査結果では有意な欠陥は見つかっていない。当機構は事業者が最新の規格に基づき正しく評価していることを確認した。 <u>上部棚温度域</u> 上部棚吸収エネルギーをJEAC4201-2004に従って予測し、60年供用時にも、JEAC4206-2004の上部棚破壊靭性のスクリーニング値である 68J を上回るとしている。 当機構は、事業者が最新の規格基づき正しく評価を行い、60年供用時にも上部棚破壊靭性は十分高く、健全性は確保されることを確認した。	監視試験を実施していくことで、脆化傾向を把握するとともに、供用期間中検査で体積検査を実施し、有害な欠陥の無いことを確認するとしている。 当機構の見解として、関連温度の上昇傾向より、長期供用時の予測については適宜データによる裏付けを行うため計画を具体化し、脆化予測の精度を向上することが望まれる。	高経年化への対応として、関連温度の上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、従来の予測と大幅に異なる場合は再生試験片の装荷なども含めて、実機への適用を検討していくとしている。 当機構はこれらの対応が妥当であると判断する。

表3．2－2（1）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（疲労）

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価		現状保全	追加保全策
疲労（低サイクル疲労）	原子炉容器	入口管台	0.025/0.000	報告書によれば、プラントの起動・停止等の過渡実績頻度に基づいた60年供用時の応力サイクルを設定し、工事計画認可時の評価点の累積疲れ係数を算出している。 また、一次冷却材に接液する部位については、接液環境の影響について環境疲労評価ガイドラインに従って算出している。左記は工事認可ベース／環境中の60年時点の疲れ累積係数である。全ての評価点で疲れ累積係数は 1 以下であり、60年供用時にも疲労き裂は発生しない。 これらの規格やガイドラインを用いた評価は適切で、評価プロセスは妥当と判断する。 なお、非耐圧部材である容器のクラッド溶接は、評価されていない。	報告書によれば、各機器に定めた頻度で定期的に目視点検や超音波探傷検査で有害な欠陥の無いことを確認している。 評価の結果、60年供用時の疲れ累積係数は全て1以下と評価されており、現状保全を変更する必要はないとの評価は妥当と判断する。	報告書は、高経年化対策上、追加する項目は無いが、現状保全に加えて、念のため定期的（10 年を超えない期間ごと）に実過渡回数に基づいた疲労解析を今後も継続して実施するとしている。左記の結果は過渡実績に基づく予測評価であるため、今後も過渡実績をフォローし評価を継続することは妥当と判断する。
		出口管台	0.032/0.000			
		蓋用管台	0.000/0.000			
		安全注入管台	0.033/0.008			
		炉内計装筒	0.000/0.000			
		上部蓋フランジ、上部胴フランジ	0.011/-			
		下部胴・下部鏡接続部	0.004/-			
		炉心支持金物	0.000/0.000			
		スタッドボルト	0.333/-			
	加圧器	スプレイライン用管台	0.049/0.52			
		サージ用管台	0.009/0.018			
		スカート溶接部	0.154/-			
	原子炉格納容器	抽出ライン貫通部	0.001/－			
		主蒸気ライン貫通部	0.004/－			
		主給水ライン貫通部	0.139/－			
	1次冷却材ポンプ	脚付根部	0.068/-			
		吐出ノズル	0.162/0.28			
		吸込ノズル	0.000/0.000			
	熱交換器	蒸気発生器管板廻り	0.314/0.101			
		蒸気発生器給水入口管台	0.046/0.378			

表3．2－2（2）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（疲労）

経年劣化事象	評価対象機器			健全性評価		現状保全	追加保全策
疲労（低サイクル疲労）	配管	余熱除去系統出口配管	RHR出口第一隔離弁まで	0.000/0.000	報告書によれば、プラントの起動・停止等の過渡実績頻度に基づいた60年供用時の応力サイクルを設定し、工事計画認可時の評価点の累積疲れ係数を算出している。 また、一次冷却材に接液する部位については、接液環境の影響について環境疲労評価ガイドラインに従って算出している。 左記は工事認可ベース／環境中の60年時点の疲れ累積係数である。全ての評価点で疲れ累積係数は1以下であり、60年供用時にも疲労き裂は発生しない。 これらの規格やガイドラインを用いた評価は適切で、評価プロセスは妥当と判断する。 なお、非耐圧部材である容器のクラッド溶接は、評価されていない。	報告書によれば、各機器に定めた頻度で定期的に目視点検や超音波探傷検査で有害な欠陥の無いことを確認している。 評価の結果、60年供用時の疲れ累積係数は全て1以下と評価されており、現状保全を変更する必要はないとの評価は妥当と判断する。	報告書は、高経年化対策上、追加する項目は無いが、現状保全に加えて、念のため定期的（10年を超えない期間ごと）に実過渡回数に基づいた疲労解析を今後も継続して実施するとしている。 左記の結果は過渡実績に基づく予測評価であるため、今後も過渡実績をフォローし評価を継続することは妥当と判断する。
			RHR出口第二隔離弁まで	0.005/0.09			
		加圧器サージ配管		0.146/0.027			
		加圧器スプレイ配管		0.027/0.298			
		主給水系統配管		0.006			
		1次冷却材管	ホットレグ	0.001/0.001			
			クロスオーバレグ	0.001/0.001			
			コールドレグ	0.001/0.001			
			加圧器サージライン用管台	0.024/0.154			
			安全注入系ライン用管台	0.003/0.012			
			化学体積制御系ライン用管台	0.001/0.001			
	弁	余熱除去第一入口弁		0.003/0.054			
		抽出ライン第一制御弁		0.029/0.393			
		ほう酸注入ライン逆止弁		0.094/0.787			
		再生熱交換器出口逆止弁		0.037/0.582			
	炉内構造物	上部炉心支持柱		0.000/0.000			
		上部炉心支持板		0.001/0.002			
		上部炉心板		0.000/0.000			
		下部炉心支持柱		0.000/0.000			
		下部炉心支持板		0.001/0.001			
		下部炉心板		0.000/0.000			
		炉心槽下部溶接部		0.000/0.000			

表3．2－3（1）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
インコネル600合金使用部位の応力腐食割れ	原子炉容器	炉内計装筒内面（母材）[8]	現状知見を踏まえて、インコネル600合金使用部位の応力･温度条件をもとに評価を行い、応力条件の厳しい炉内計装筒母材について、応力腐食割れ発生の可能性は否定できないとする評価は妥当である。	社団法人日本機械学会維持規格（JSME S NA1－2002）に加えて、保安院指示文書による手法･頻度に従い検査を実施し有意な欠陥の無いことを確認するとともに、定期的に漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認しており妥当である。また、炉内計装筒母材部については異常の無いことを確認の上、第22回定期検査（2004年度）においてレーザーピーニングを施工し、予防保全を実施しており妥当である。	保安院指示文書に基づく継続的な検査の実施により健全性を確認していくとともに、国プロジェクト[9]や民間の技術開発より得られた知見を踏まえ、き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに応力改善等の予防保全技術を確立し、実機適用を推進していくとしており妥当である。
		炉内計装筒外面（J溶接部）	溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には、応力腐食割れの可能性は否定できないとする評価は妥当である。	同上（妥当）（第24回定期検査時（2006～2007年度）にレーザーピーニングを施工。）	
		冷却材入口管台継手	温度が低く、レーザーピーニングを施工しており、応力腐食割れ発生の可能性は低いとしているが、追加保全策と相まって妥当である。	同上（妥当）	

[8] 2003年4月、米国South Texas発電所において、炉内計装筒から漏えいが検出されたが、原因は建設時の溶接欠陥が起点となり貫通欠陥となったと報告されている。
[9]「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」

27

表3．2－3（2）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
インコネル600合金使用部位の応力腐食割れ	原子炉容器	炉心支持金物（母材）	低温度、低応力であり応力腐食割れ発生の可能性は低いとしているが追加保全策と相まって妥当である。	保安院の指示文書に基づき供用期間中検査時の超音波探傷検査及びベアメタル検査を行い、有意な欠陥がないことを確認している。 なお、第16回定期検査（1996年度）、第23回定期検査（2005～2006 年度）の目視検査で異常は認められず。	国プロジェクトや民間の技術開発より得られた知見を踏まえ、き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに応力改善等の予防保全技術を確立し、実機適用を推進していくとしており妥当である。
		炉心支持金物継手	低温度、低応力であり応力腐食割れ発生の可能性は低いとしているが追加保全策と相まって妥当である。	同上（妥当）	
インコネル690合金使用部位の応力腐食割れ	蒸気発生器	管板拡管部及び拡管境界部	インコネル690合金採用による耐応力腐食割れ性向上及びローラ拡管から液圧拡管採用により従来のローラ拡管から残留応力低減を図っていることから応力腐食割れ発生の可能性は低いとする評価は妥当である。	定期的な渦流探傷検査及び管板上のスラッジ除去のためのスラッジランシングを実施しており妥当である。	現状保全に新たに追加すべき保全策はないとする評価は妥当である。
		伝熱管曲げ小Uベンド部	インコネル690合金を使用し、応力除去焼鈍によって残留応力をほぼ0に押さえていることから、応力腐食割れ発生の可能性は低いとする評価は妥当である。		
貫粒型応力腐食割れ	復水タンク	加熱蒸気入口管台、加熱蒸気ドレン出口管台、計器用管台	ステンレス鋼製管台部には、塗装や防水措置を施して海塩粒子の付着を防止しており、応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考えられる。しかし、塗装の剥離等により海塩粒子が付着した場合は応力腐食割れ発生の可能性は否定できないとする評価は妥当である。	巡視点検時等に目視にて塗膜の健全性を確認しており妥当である。	現状保全は適切で妥当である。

表3．2－3（3）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
内面からの応力腐食割れ	余熱除去系統配管	母管	通常運転時に使用されず閉塞滞留部となり溶存酸素が高くなる可能性があり、一次冷却材の流れの影響により高温となる可能性がある部位については応力腐食割れ発生の可能性を否定できないとの評価は妥当である。	定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施して有意な欠陥がないことを確認しており妥当である。	BWR プラントでは、接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生しており、国プロジェクト等の知見を参考に、今後の保全に反映すべきものであるか検討するとの評価は妥当である。
外面からの応力腐食割れ	格納容器内部スプレイ配管、第5抽気系統配管、補助給水系統配管等	母管	屋外に設置されている配管の場合、外面に防水措置（保温）が施されているが、防水措置が不十分であると雨水等が浸入することにより、また、外気が直接流入する部分の配管についても大気中の海塩粒子が配管外面に直接付着する可能性がある。これらについては、定期的塩分付着量測定と純水拭きを実施している。塩化ビニールテープの熱分解による応力腐食割れについては、塩化ビニールテープ残存部調査を行い、配管取替を実施している。したがって、応力腐食割れについて問題ないとの評価は妥当である。	2000年と2003年に塩化ビニール残存部配管取替を実施。また、定期的に塩化物付着量調査と純水拭きを実施しており妥当である。	現状保全は適切で妥当である。
外面からの応力腐食割れ	補助給水ポンプ復水タンク出口弁、一次系純水タンク補助蒸気入口弁	弁箱、弁蓋	屋外に設置されているため直接風雨にさらされるが、防水措置が不十分であると雨水等が浸入することにより大気中の海塩粒子が配管外面に直接付着する可能性があるとの評価は妥当である。	定期的に防水措置の健全性を目視確認及び分解点検時に弁の外表面の目視点検を実施しており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。

表3．2－3（4）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物	バッフルフォーマボルト等	海外トラブル事例があり、中性子照射量、温度及び応力が比較的高いバッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルトについては、現状では異常は認められないものの運転の長期化を考慮すると照射誘起応力腐食割れが発生する可能性について検討を要するとの評価は妥当である。しかしながら、2004 年度に炉内構造物の取替を行い、同時に、材料、応力、環境の面から改良を加えており、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さいとの評価は妥当である。	定期的に上部炉内構造物及び下部炉内構造物を取り出して、水中テレビカメラによる目視検査を実施し、異常がないことを確認しており妥当である。	炉内構造物点検評価ガイドライン、維持規格の活用により、検査や取替による今後の保全の検討を進めていく。また、国のプロジェクトにより得られる知見についても、今後の保全への適用を検討していくとしており妥当である。
低合金鋼の応力腐食割れ	高圧タービン	翼環ボルト	高強度低合金鋼が湿り蒸気環境下で使用されているため、応力腐食割れ発生の可能性があるとの評価は妥当。また、ステンレス鋼製の第一翼環ボルトについては、現時点の知見では応力腐食割れ発生の可能性を否定できないとする評価は妥当である。 翼環ボルトについては締付管理により過大な応力にならないように管理していること、過去2回抜取確認により健全性が評価されており妥当である。	定期的に目視検査を実施するとともに、必要に応じて超音波探傷検査を実施しており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。

表3．2－3（5）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
低合金鋼の応力腐食割れ	高圧タービン	車軸	湿り蒸気環境下で使用されているため、応力腐食割れ発生の可能性があるとの評価は妥当である。ただし、車軸には応力腐食割れ感受性の低い低降伏応力の低合金鋼が用いられており、また、定期的に目視検査を実施していることから応力腐食割れ発生の可能性は低いとの評価は妥当なものと判断する。	定期的に目視検査を実施するとしており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。
	低圧タービン	車軸	1983～1984 年度に行われた定検時（約 45,000 時間運転）に、低圧タービン第2円板翼溝部に SCC によるき裂が確認された。そのため 1997～1998 年度に当該車軸は取替られ今日に至っている。蒸気環境下での車軸翼溝部の応力腐食割れ発生の可能性が否定できないとの評価は妥当。低圧タービン車軸、円板材料の応力腐食割れ試験結果に基づき、SCC 感受性の低い低降伏応力の材料を使用した車軸に取替たこと、定期的に目視確認を実施していることで健全性を確認していることは妥当である。	定期的に目視検査並びに必要に応じて磁粉探傷検査により健全性が確認されていることから妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。
低合金鋼の応力腐食割れ	タービン動補助給水ポンプタービン	円板の翼溝部及びキー溝部	高強度低合金鋼を使用していることから、湿り蒸気雰囲気中での SCC 発生の可能性があるが、円板の翼溝部等応力集中部に発生する応力は材料の降伏応力（最大 760MPa）に比較して約 100MPaと低いこと、当該タービンの60年間の累計運転時間は約 180 時間と短いことから応力腐食割れ発生の可能性は低いとの評価は妥当である。	定期的に目視検査で円板への動翼取り付け状況やキー溝に異常のないことを確認しており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。
一次冷却材系統に接する計測配管の応力腐食割れ	プロセス計測制御装置	計装配管	計装用取出配管から計器元弁までの溶接部、計器元弁と計装配管部の溶接部については応力腐食割れ発生の可能性は否定できないとの評価は妥当である。	計装配管接部は定期的に一次冷却材系統における漏えい試験時に健全性の確認を実施しており妥当である。	接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては、国プロで得られる今後の知見を反映していくとの評価は妥当である。

表3．2－3（6）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（応力腐食割れ）

経年劣化事象	評価対象機器（評価部位）		健全性評価	現状保全	追加保全策
亜硫酸ガスや塩素ガスによる応力腐食割れ	雑固体焼却設備	伸縮継手、配管	亜硫酸ガスや塩素ガスによりステンレス鋼部位に対して応力腐食割れ発生の可能性がある。ただし、伸縮継手については耐食性の優れた材質への取替え実施、ステンレス鋼配管については、排ガス中の塩素濃度の確認により健全性を確認しており妥当である。	定期的に外面から目視検査を実施しており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。
銅合金の応力腐食割れ	多管円筒型熱交換器	第一低圧給水加熱器加熱管、グランド蒸気復水器伝熱管	胴内に抽気（蒸気）が流入し、胴内に酸素・アンモニアが非凝縮性ガスとして滞留する可能性があり、応力腐食割れが発生する可能性がある。しかしながら、温度が低く。定期検査時の渦流探傷検査結果においても応力腐食割れは認められていないことから、今後も発生の可能性はないとの評価は妥当である。	渦流探傷検査を実施しており妥当である。	現状保全に追加すべき項目ないとしており妥当である。

表3．2－4　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（絶縁低下）

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
絶縁低下	高圧ケーブル	高圧難燃 CSHV ケーブル	60年以上の運転を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、60年間の健全性が評価されており妥当である。	定期的に絶縁抵抗測定等が実施されており妥当である。	現在、当機構で実施している国プロの成果の反映を検討していくとしており妥当である。
	低圧ケーブル	PA ケーブル	22年間実機で使用したケーブルを供試体として、38年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、60年間の健全性が評価されており妥当である。		
		KK ケーブル			
		難燃 PH ケーブル	60年以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、60年間の健全性が評価されており妥当である。		
		SHVA ケーブル	22年間実機で使用したケーブルを供試体として、38年以上の運転を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、60年間の健全性が評価されており妥当である。		
		VV ケーブル			
	同軸ケーブル	三重 同軸ケーブル	22年間実機で使用したケーブルを供試体として、38年以上の運転を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により、60年間の健全性が評価されており妥当である。		
		難燃三重 同軸ケーブル1	60年間以上の運転と設計想定事故を想定した電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により60年間の健全性が評価されており妥当である。		

表3．2－5　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（配管減肉）

経年劣化事象	評価対象機器		健全性評価	現状保全	追加保全策
配管減肉	炭素鋼 配　管	主蒸気系統 主給水系統 ｸﾞﾗﾝﾄﾞ蒸気系統 低温再熱蒸気系統 補助蒸気系統 第3抽気系統 第2抽気系統 蒸気発生器ﾌﾞﾛｰﾀﾞｳﾝ系統 ドレン系統 復水系統	高温水又は2相流体を内包する炭素鋼配管では流れの乱れが起きる箇所で、配管減肉が発生する可能性があるとし、減肉の進展評価は個々の肉厚測定結果に基づいて行う必要があるとして、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針（PWR）」（1990年5月）に基づいて策定された、四国電力社内管理マニュアル、「2次系配管経年変化調査マニュアル」（2004年2月制定）を用いて配管減肉管理を実施している。 伊方1号機では運転初期から、配管減肉に留意しており、主蒸気系統を除いて、主給水系統やドレン系統等の炭素鋼配管には減肉が見られており、超音波を用いた肉厚測定結果から、減肉率を算出して必要最小厚さに達するまでの余寿命を評価し、その結果に応じて予防保全としての配管取替が行われている。 以上のように、配管肉厚測定による減肉傾向の監視及び、必要に応じての配管取替による予防保全で健全性を維持しており適切である。	配管減肉については、従来から配管の肉厚を測定し減肉傾向データの蓄積が図られている。それらから得られた新しい知見等を四国電力社内の原子力発電所の共通のルールである、「2次系配管経年変化調査マニュアル」に反映している。 本管理指針に従って、点検対象箇所を選定し、肉厚計測を実施し、その結果に基づいて余寿命評価を行い、次回の測定時期あるいは取替時期を設定する等行われている。 さらに、「2次系配管経年変化システム」が構築されており、肉厚測定データの管理等がシステム化されている。 上記のマニュアル及びデータ処理システムは今後もデータ蓄積･見直しあるいは改善を継続していくとしており妥当である。	今後も「2次系配管経年変化調査マニュアル」に従った管理を継続し、計画的な肉厚測定による減肉傾向の監視を行いつつ、必要に応じて取替を行っていくとともに、「2次系配管経年変化システム」による管理の徹底及び改善を継続的に行うとしている。 さらに、（社）日本機械学会の配管減肉管理に関する規格や今後のプラントの検査結果による知見を踏まえたマニュアルの改定を継続的に実施するとした短期の長期保全計画を策定しており妥当である。

表3．2－6（1-1）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（コンクリート）

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
コンクリートの熱による強度低下	内部コンクリート（1次遮へい壁）	温度分布解析により、最も高温になると考えられる当該部温度が温度制限値以下であることから、長期健全性評価上問題とならないとしており妥当である。	コンクリート構造物の維持管理のため、定期的（1回/年程度）にコンクリート表面のひび割れや塗装の劣化等の目視点検を実施し、変状が見られた場合は、原因の推定、健全性の評価を行い、必要に応じてひび割れ補修等の対応を実施しているとしている。 対象構造物のうちASRが顕在化している構造物については、鉄筋保護等の観点からひび割れ補修を実施し、補修後も引き続きASRの進展状況を監視している。 脱気器基礎では、定期的な目視点検による継続的な監視に加え、上屋を設置しており、コンクリートの環境面での改善を図っている。 タービン架台では、表面のひび割れ、膨張変形、内部鉄筋ひずみの定期的な調査･計測を継続しており、2002 年には架台全体の状態を把握するため振動計測、原因推定の参考とするための温湿度計測を追加している。また、架台外周部のひび割れについては、2002 年から 2003 年の間に補修を実施しており、TD 部機器側面のひび割れについては計画的に補修を実施することとしている。 タービン架台については、状態監視を継続し、傾向に大きな変化が確認された場合は、原因の分析及び調査結果の評価を行うとともに、その結果に応じて調査内容の変更･追加，補修等適切な対応を図るとしている。 上記の取り組みから現状保全は妥当と判断する。	コンクリート構造物の強度低下に対して、現状保全は適切なものと考えられるが、コンクリートの特性に応じ、ASR 等によるひび割れの点検方法について、その発生原因の推定方法や原因に応じた適切な対応を盛り込むとともに、ASR に関する新たな知見を注視しつつ、考慮すべき知見が認められた場合には、健全性について再評価を実施し、必要に応じ対応を検討する等、さらなる保全の充実を図っていく。 ASRが顕在化している構造物については、現状保全項目にリバウンドハンマー等の非破壊試験（1回／年程度）を追加し、強度に急激な経年劣化傾向が生じていないことを確認していく。
コンクリートの放射線照射による強度低下	内部コンクリート（1次遮へい壁）	運転開始後60年時点の中性子照射量及びガンマ線照射量の予測値とコンクリートの強度低下の関係から、中性子照射は目安値を下回ることから、長期健全性評価上問題とならないとしている。また、ガンマ線照射は、一部目安値を上回るが目安を上回る部分が部材のごく一部であることから、長期健全性評価上問題とならないとしており妥当である。		
コンクリートの中性化による強度低下	原子炉格納施設基礎原子炉格納容器内床、原子炉格納施設基礎アニュラス床、原子炉補助建家主蒸気管室、外部遮へい壁、復水タンク基礎	環境条件等を考慮した現状の中性化深さの測定結果、及び運転開始後60年時点の中性化深さ推定値より、中性化による強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしており妥当である。		
コンクリートの塩分浸透による強度低下	取水構造物	対象構造物で測定した塩化物イオン濃度より、現時点及び運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量を計算した結果から、塩分浸透による強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしており妥当である。		
コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下	対象構造物全体	アルカリ骨材反応（ASR）の影響は、ASR の進展度に応じて異なるため、ASR を示唆する表面ひび割れの有無によって以下のように区分し評価している。		

表3．2－6（1-2）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（コンクリート）

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下	対象構造物全体	①ASR を示唆する表面ひび割れが見られない構造物 これらの対象構造物は ASR を示唆する表面ひび割れが見られないことから、ASR が生じていない又は生じていても日本コンクリート工学協会等の状態グレード分類中で最も軽微な「状態Ⅰ」と考えられること、コア供試体による平均圧縮強度も設計基準強度を上回ること、促進膨張試験結果も規定値を下回り、今後も ASR の発生又は進展が考えられないことから、現在の支持機能は問題なく、また長期健全性評価上も問題ないとしている。 ②ASR による膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物 建設後に実施している目視点検等によって、タービン架台の一部及び脱気器基礎に ASR による膨張に伴う表面ひび割れの発生を確認している。 ・脱気器基礎はコア供試体による圧縮強度も設計基準強度を上回ること、脱気器と基礎とのサポート部材はスライドできる構造となっており、ASR の膨張変形の影響を与えにくい構造となっていることから、支持機能に問題ないとしている。また促進膨張試験結果も規定値を十分下回ることから長期健全性評価上も問題ないとしている。 ・タービン架台は、架台上面の TD 部でひび割れが顕著に発生しており、タービン軸方向で温度膨張も含め 50mm 程度（TD 部全長 50m に対し 1000μ程度の平均膨張ひずみ）の膨張変形を示しているが、ここ十数年前より収束状態にあり ASR の進展が見られないとしている。また TD 部以外の部位では ASR の発生は軽微またはそのような傾向は認められないとしている。ASR が顕在化している TD 部のコア供試体による平均圧縮強度は設計基準強度を上回っていること、構造解析の結果、通常運転時荷重を作用させた場合、最も厳しい部材の発生せん断力はせん断耐力の 67%であり、部材の耐荷性能に問題はないと考えられること、下部架構部材を含め構造的に問題になるようなひび割れは認められないことから、架構全体として問題ないとしている。	（上記と同じ）	（上記の続き） さらに、タービン架台については、架台全体としての変形挙動を把握していく観点から TD 部膨張変形計測に合わせ柱傾斜等の計測を追加するとともに、鉄筋の状態を精度よく把握するため、研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ、実機への適用を図っていくとしていることは妥当と判断する。

表3．2－6（1-3）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（コンクリート）

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下	対象構造物全体	一方、タービン車室と発電機フレームは熱膨張に対処するため軸受部が軸方向にスライドする構造となっており、ASRによる膨張に対応できる構造になっていること、万一膨張量が軸受部での余裕を越えそうな場合は、車軸長さの調整のため設置しているスペーサの厚さを変更する等により膨張を吸収でき、今後も同様な対処により対応を図ることから、架台の要求機能上問題ないとしている。 また、採取したコア供試体による促進膨張試験により、今後の進展を評価しているが膨張量はいずれも規定値を下回っていることから、今後も ASR の進展が生じるとは考えにくく、長期健全性評価上も問題ないとしている。 なお、これら検討結果は第三者評価機関である建築研究振興協会の「アルカリ骨材反応に関する鉄筋コンクリート構造物の健全性評価及び維持管理方法検討会」で審議を受けている。 これらの評価内容は、現状での評価としては妥当である。	（上記と同じ）	（上記と同じ）
コンクリートの機械振動による強度低下	タービン架台（機器支持部）	機器支持部表面に、ひび割れ等の異常が生じていないこと、タービン機器にも異常振動等の変状が生じていないことから、機械振動による強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしており妥当である。		

表3．2－6（2）　高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価に対する審査結果（コンクリート）

経年劣化事象	評価対象機器	健全性評価	現状保全	追加保全策
コンクリートの熱による遮へい能力低下	内部コンクリート（1次遮へい壁）	最も高温条件となる部位の温度分布解析の結果、遮へいに関するコンクリート温度制限値以下となっており、長期健全性評価上問題にならないとしており妥当である。	コンクリート構造物の遮へい能力低下については、定期的（1回/年程度）に目視点検を実施し、遮へい能力に支障をきたす可能性があるひび割れ等の有害な欠陥のないことを確認し、有害な欠陥が認められた場合は適宜補修するとしており、妥当と判断する。	追加保全策なしは妥当である。
鉄骨の腐食による強度低下	内部コンクリート（鉄骨部）、原子炉補助建家（燃料取扱室、中央制御室）、タービン建家（鉄骨部）、脱気器基礎（鉄骨部、配管架台）	塗膜・鋼材の耐用年数を建築学会評価式より算定し、定期的な目視点検を行うとともに、塗装に劣化が認められた場合は、塗装の塗替えを実施するとしていることから、鉄骨構造の腐食による強度低下は健全性評価上問題にならないとしており妥当である。	鉄骨構造物の強度低下については、定期的（1回/年程度）に目視点検を実施し、強度低下につながるような鋼材の腐食がないことを確認している。また、鋼材の腐食に影響するような有意な塗装の劣化が認められた場合には、その部分の塗装の塗替えを行うこととしていることは妥当である。	追加保全策なしは妥当である。

3．3　網羅性の確保について

標準審査要領に示す“審査等の視点及び判断基準”のうち⑭～⑯を対象に以下のとおり審査した。

(1)　経年劣化事象の評価に係る網羅性の確保 (⑭)

ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備ごとに機器･構造物を構成する部位に発生する可能性がある経年劣化事象について、事業者報告書中において機器･構造物に想定される経年劣化事象と評価対象部位を組み合わせた一覧表に示された着目すべき経年劣化事象とされているすべての経年劣化事象が漏れなく評価されていることを標準審査要領に基づくチェックリスト[10] (添付資料－2で例示) を用いて確認した。

即ち、事業者報告書を精査し、報告書中のリスト (第3段階で抽出されたリストに相当) で着目すべき経年劣化事象 (○印) とされている経年劣化事象が漏れなく評価されていることを確認した。

(2)　部位の評価に係る網羅性の確保 (⑮)

機器･構造物を構成する部位について、漏れなく評価を行っていることを審査した。事業者報告書を精査し、評価対象部位として抽出された部位が漏れなく評価されているか標準審査要領に基づくチェックリストを用いて審査した。

(3)　機器･構造物の評価に係る網羅性の確保 (⑯)

事業者は、選定された評価対象機器は数千機器にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造 (型式等) 、使用環境 (内部流体等) 、材料等によりグループ化し、グループ毎に重要度、使用条件、運転状態等を考慮して評価モデルとしての代表機器を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全ての機器について評価しており、重要度指針のクラス1、2機器･構

[10] 当機構は、審査対象である重要度分類クラス1、2に該当する機器･構造物、及びクラス3の高温･高圧の環境下にある機器･構造物について、標準審査要領に記載の標準的な流れ図(①～㉑　)に沿って、機器･構築物に漏れがないこと、また、審査ステップに漏れがないことを添付資料－2に例示 (原子炉容器) する「標準審査要領に基づくチェックリスト」を用いて審査した。

造物及びクラス3の高温、高圧の環境下にある機器･構造物のすべてについて評価が行われていることを確認した。

事業者は、評価対象となる重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器･構造物について、社内文書等を用いて漏れなく評価対象機器を抽出している。

当機構は現地調査において、事業者が社内文書等を用いてどのように漏れなく抽出しているかを確認した。

また、代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については、別途評価を実施しているとしていることから、その観点で精査した結果、網羅性が確保されていると判断した。

以上のヒアリング、現地調査を含めた審査の結果より、機器、経年劣化事象の抽出等の網羅性を確認した。

3．4　耐震安全性評価

事業者による耐震安全性評価の報告書について、標準審査要領に従い、
1)　評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理
2)　耐震安全上着目すべき経年劣化事象の選定
3)　経年劣化事象ごとの耐震安全性評価
4)　地震時動的機能維持の評価（該当機器の場合）
5)　評価対象機器全体への展開
　　（上記 1）項において、代表機器が選定された場合）
6)　保全策に反映すべき項目の抽出
の観点から妥当性の審査を行った。

特に、上記 3)項においては、
①　対象とする機器の耐震クラス
②　機器に作用する地震力の算定
　　（設計確認用基準地震動 S_1: 350Gal、基準地震動 S_2: 473Gal）
③　６０年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
④　振動特性解析（地震応答解析）
⑤　地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
⑥　許容限界との比較
に着目した。

耐震安全性評価の概要を添付資料－３に示す。

①　耐震安全性評価

2)項の耐震安全上着目すべき経年劣化事象の選定では、１５種類に分類された評価モデル機器の種別（ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備（基礎ボルトを含む）、電源設備）ごとに、技術評価での検討結果を考慮して、発生しているか発生が否定できない経年劣化事象が選定･整理され、次に、顕在化すると機器の振動応答特性または構造･強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき経年劣化事象として選定･整理されている。

なお、技術評価では、発生が否定できない経年劣化事象であっても、「現実の

劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化モードから乖離することが考えがたい経年劣化事象」を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象から除外しているが、耐震安全性評価では評価対象として除外せず、その中から顕在化すると機器の振動応答特性または構造･強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として選定･整理されている。

影響が軽微若しくは無視できるとして選定されなかった経年劣化事象についてはその理由が示されており、選定結果は妥当である。

選定された経年劣化事象ごとの 3)⑥許容限界との比較のまとめを表3．4－1に示す。関連規格として、「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601-1987 等が用いられている。表3．4－1の評価モデル機器欄には、グループごとの代表機器の評価結果を評価対象機器全体へ展開して抽出された機器も（ ）で示している。許容限界との比較は、選定された耐震安全上着目すべき経年劣化事象ごとに上記 3)①～⑤の着目点に対応して定量的に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当である。

続いて経年劣化事象ごとに上記 1)～5)項に対応して整理、評価されており、耐震安全性が確保されるとの評価結果は妥当である。6)項の審査結果については、耐震に係わる追加保全策の策定の項で述べる。

② 耐震に係る現状施設の評価

上記の耐震安全性評価は、現状施設の敷設条件等を反映して機器をモデル化した上で、６０年の供用における経年劣化事象の影響を加味し、機器の耐震クラスに対応する設計地震力を用いて行っている。耐震安全性評価の結果から地震時の発生応力等が許容限界を超えないようにする対策としては、以下の2通りがあり得る。

a) 経年劣化事象の進展傾向を評価して、保全策をとる。
b) 敷設状況の一部変更により、機器を補強して発生応力等を低減する。

事業者の耐震安全性評価の報告書では、上記 a)の保全策をとることで耐震安全性が確保されるとしており、現状施設の敷設状況の変更には該当しない。

③ 耐震に係る追加保全策の策定

事業者報告書では、前項の 6)保全策に反映すべき項目の抽出において、配管を除く機器については耐震上の観点から保全策に追加すべき項目は抽出されなかったとしているが、配管については「配管減肉において、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行なう」としている。

このように、耐震性の観点から、配管減肉管理を長期保全計画に反映することは妥当である。

表３．４－１（１）　耐震安全性評価の審査結果のまとめ

機器種別	評価モデル機器 () は水平展開で抽出の機器	評価部位	選定された 経年劣化事象	耐震安全性評価	
				4)⑥許容限界との比較評価	1)～6)の評価
ポンプ	１次冷却材ポンプ	ケーシング吐出ノズル	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	耐震安全性が確保されるとの評価は妥当。
熱交換器	原子炉補機冷却水冷却器	伝熱管	減肉	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
	第１低圧給水加熱器	胴板	減肉		
	（第２，３低圧給水加熱器）	胴板	減肉		
	蒸気発生器	管板及び給水入口管台	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
容器	原子炉容器	胴部（炉心領域部）	中性子照射脆化による関連温度上昇	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靭性値を下回るとの評価結果は妥当。	
		炉内計装筒	応力腐食割れ	発生応力がき裂安定限界応力以下との評価結果は妥当。	
	加圧器	スプレイライン用管台	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
	原子炉格納容器	主給水ライン伸縮式配管貫通部	疲労割れ		
配管	余熱除去系統配管	配管合流部	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
	（加圧器サージ配管、加圧器スプレ配管）	母管	疲労割れ		
	主給水系統配管	母管の内面	減肉	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	

表３．４－１（２）　耐震安全性評価の審査結果のまとめ

機器種別	評価モデル機器 （）は水平展開で抽出の機器	評価部位	選定された 経年劣化事象	耐震安全性評価	
				4)⑥許容限界との比較評価	1)～6)の評価
配管	（低温再熱蒸気系統配管、第２、第３抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、ドレン系統配管、復水系統配管、補助蒸気系統配管）	母管の内面	減肉	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	耐震安全性が確保されるとの評価は妥当。
	１次冷却材管	母管及び管台	熱時効	想定欠陥の破壊力が破壊抵抗値を下回るとの評価結果は妥当。	
		加圧器サージライン用管台	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
		配管合流部	疲労割れ		
弁	抽出ライン第１制御弁	弁箱	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
	ほう酸注入ライン逆止弁	弁箱	疲労割れ		
	再生熱交換器出口逆止弁	弁箱	疲労割れ		
炉内構造物	炉心そう	胴部	中性子照射による靭性低下	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靭性値を下回るとの評価結果は妥当。	
	制御棒クラスタ案内管、案内板	同左	摩耗	制御棒挿入時間が規定値以下との評価は妥当。	
	炉内計装用シンブルチューブ	同左	摩耗	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
	バッフルフォーマボルト	同左	照射誘起応力腐食割れ	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	

表３．４－１（３）　耐震安全性評価の審査結果のまとめ

機器種別	評価モデル機器 () は水平展開で抽出の機器	評価部位	選定された 経年劣化事象	耐震安全性評価	
				4)⑥許容限界との比較評価	1)～6)の評価
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	タービン建家	タービン架台	ＡＳＲによる強度低下	発生するせん断力はせん断耐力を下回るとの評価結果は妥当。	耐震安全性が確保されるとの評価は妥当。
空調設備	冷凍機	凝縮器伝熱管	減肉	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
機械設備	原子炉容器サポート	補強材	中性子照射脆化	想定欠陥の応力拡大係数が破壊靭性値を下回るとの評価結果は妥当。	
		ボルト	中性子照射脆化		
	蒸気発生器支持脚	ヒンジ摺動部	摩耗	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
	１次冷却材ポンプ支持脚	ヒンジ摺動部	摩耗		
	加圧器下部サポート	スカート溶接部	疲労割れ	疲れ累積係数が許容限界１以下との評価結果は妥当。	
	制御棒クラスタ	被覆管	摩耗	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。制御棒挿入時間が規定値以下との評価は妥当。	
	基礎ボルト	埋め込み機器基礎ボルト	腐食	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	
		埋め込み配管基礎ボルト	腐食		
		後打ちメカニカルアンカ	腐食		
		後打ちケミカルアンカ	腐食		
電源設備	非常用ディーゼル発電機関	空気冷却器伝熱管	減肉	発生応力が許容応力以下との評価結果は妥当。	

4．長期保全計画

⑴ 今回策定された長期保全計画

事業者は、「⑬追加保全策の策定」において現状保全に追加すべき保全策とされたものについて、対象機器、経年劣化事象、健全性評価結果、現状保全の評価結果、追加保全項目とその内容および実施時期を取り纏めた長期保全計画を策定している。

ただし、策定された長期保全計画の記述が抽象的な範囲にとどまっているもの、表現の統一性に欠ける点があり、保安院を通じて補正要求を行った結果、事業者は適切に補正を行っており、補正された長期保全計画は妥当である。

⑵ 長期保全計画の見直し

１０年を超えない期間ごとに実施する経年劣化に関する技術的な評価に基づき長期保全計画の見直しを実施するとともに、最新技術知見や運転経験を反映しつつ適時に見直すとしており、妥当である。

5． おわりに

四国電力株式会社伊方発電所1号機の「高経年化技術評価等報告書」に記載の内容について、保安院が策定したガイドライン及び標準審査要領、並びに当機構が策定した審査マニュアルなどに基づき、その技術的妥当性確認について審査を行った。

事業者が実施した高経年化技術評価は、最新の技術知見等を踏まえ、関連するデータ、知見、安全研究等を組み合わせて関連する経年劣化事象を適切かつ総合的に評価するとともに、監視の強化等、現状の保守管理活動に追加すべき新たな保全策を長期保全計画として策定しており妥当なものと評価される。

なお、保安院は、長期間供用しているプラントの今後の増加を考慮すると、万全の高経年化対策を講じる必要があり、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」（平成17年8月31日、原子力安全・保安院）において、高経年化対策の充実に向けた新たな施策として、

① 透明性・実効性の確保を目的とした、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」等を発出した。

② 技術情報基盤の整備による産学官情報ネットワークの構築に向けた当機構における技術情報調整委員会の設置

③ 企業文化・組織風土の経年劣化防止等のための定期安全レビューの活用

④ 高経年化対策に関する説明責任の着実な実施

が必要であると発しており、産学官が、それぞれの役割に応じて、これらの施策を着実に実施していくことが求められている。

事業者においても、電気事業者の役割に応じた具体的な計画や施策を策定し実施することが望まれる。

当機構は、今回の高経年化技術評価等において、産学官において連絡・連携を密にした技術情報等の迅速な共有化が必要であると認識しており、本年７月、高経年化対応技術戦略マップ 2007 を策定したところであるが、総合調整機能を有する技術情報調整委員会を通じて技術情報基盤の整備、安全基盤研究の推進、規格基準類の整備及び保全高度化の推進について積極的に展開していく予定である。

以上

添付資料－1

機器別の着目すべき経年劣化事象の抽出まとめ

まえがき

事業者は、評価対象となる重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器・構造物に関す.技術評価を実施している。

これに対して、当機構は、本文で主要な経年劣化事象である中性子照射脆化、低サイクル疲労、応力腐食割れ、絶縁低下、配管減肉、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下（含む鉄骨構造の強度低下等）について取り纏めて記載している。

本書は、15種類の機器とその他の設備を標準審査要領に基づき、高経年化技術評価の流れ（①～㉑）について、ステップ毎に「標準審査要領に基づくチェックリスト」（添付資料－2参照）を用いた技術的妥当性確認を実施しており、チェックリストの中から、俯瞰的に機器別に「⑩高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出」を行ったものである。

なお、送受電設備・発電設備は、ガイドラインの第9項③の「重要度分類クラス1、2に該当する機器・構造物、及び高温・高圧の環境下にある機器・構造物」に該当しないため審査対象外としている。

また、機器別にチェックリストを用いて「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領」に示す“審査等の視点及び判断基準”のうちの⑭～⑯、即ち、下記網羅性の確認も併せて実施した。

（1） 経年劣化事象の評価に係る網羅性の確保
（2） 部位の評価に係る網羅性の確保
（3） 機器・構造物の評価に係る網羅性の確保

1．ポンプ

⑴ 着目すべき経年劣化事象

ポンプについて、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
フレッティング疲労割れ	余熱除去ポンプの主軸
疲労割れ	1次冷却材ポンプのケーシング（吐出ノズル）

⑵ 審査結果のまとめ

① フレッティング疲労割れ

フレッティング疲労割れについては、余熱除去ポンプの羽根車端面近傍の主軸側に発生する可能性がある。

しかしながら、６０年時点での発生繰り返し数は、曲げ応力振幅に対する許容繰り返し数に対して約1／6と十分に小さい。また、これまでの点検においてもフレッティング疲労割れによる損傷は認められておらず、フレッティング疲労割れが問題となる可能性は無いとの評価は妥当である。

② 疲労割れ

疲労割れについては、1次冷却材ポンプケーシングの吐出ノズルに発生する可能性がある。しかしながら、大気中については、技術基準の評価基準を、使用環境を考慮した疲労については、環境中疲れ寿命評価指針に基づき評価しており、それらの結果はいずれも許容値に対して余裕のある数値である。また、ケーシング内面全体の目視検査、吐出ノズルと 1 次冷却材管の溶接部の超音波探傷検査により、有意な欠陥のないことが確認されている。

2. 熱交換器

(1) 着目すべき経年劣化事象

熱交換器について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

① 多管円筒形熱交換器

着目すべき経年劣化事象	部 位
摩耗及び高サイクル疲労割れ	再生熱交換器、余熱除去冷却器、燃料取替用水タンク加熱器、第5高圧給水加熱器、第1低圧給水加熱器、原子炉補機冷却水冷却器、空気抽出器、グランド蒸気復水気器等の伝熱管
スケール付着	再生熱交換器、余熱除去冷却器、燃料取替用水タンク加熱器、第5高圧給水加熱器、第1低圧給水加熱器、原子炉補機冷却水冷却器、空気抽出器、グランド蒸気復水気器等の伝熱管
応力腐食割れ	第1低圧給水加熱器、グランド蒸気復水気器の伝熱管
腐食	再生熱交換器、余熱除去冷却器、燃料取替用水タンク加熱器、原子炉補機冷却水冷却器等の支持脚（スライド脚）

② 蒸気発生器

着目すべき経年劣化事象	部 位
伝熱管の損傷	① 振止め金具（AVB）部摩耗 ② 管支持板部の粒界腐食割れ ③ 管板直上部のピッティング ④ 管板直上部の腐食損傷 ⑤ 最上段管支持板部のフレッティング疲労 ⑥ 管板拡管部及び拡管境界部の応力腐食割れ ⑦ 小曲げUベンド部の応力腐食割れ ⑧ 管支持部のデンティング
スケール付着	伝熱管、管支持板穴
疲労割れ	管板及び給水入口管台

③ 直接接触式熱交換器（脱気器）

着目すべき経年劣化事象	部 位
腐食	支持脚（スライド脚）

④ 2重管式熱交換器

着目すべき経年劣化事象	部 位
スケール付着	伝熱管

（2）審査結果のまとめ

1） 多管円筒形熱交換器

① 摩耗及び高サイクル疲労割れ

管内流体及び胴側流体により伝熱管が振動し、支持板等との接触を繰り返すことにより、外表面から摩耗又は高サイクル疲労割れが生じる可能性がある。

［カルマン渦による振動］

カルマン渦による振動とは、流れの中の伝熱管において後流に規則的な渦（カルマン渦）が発生し、伝熱管の固有振動数とカルマン渦の励起振動数が一致すると、伝熱管は共振して大きく振動する事象をいう。事業者は、流れが複雑で不安定な部位を対象として固有振動数とカルマン渦励起振動数の比較評価を行っている。評価の結果、何れの熱交換器についても、固有振動数がカルマン渦励起振動数よりも大きく共振することがないか、或いは、固有振動数がカルマン渦励起振動数よりも小さく、プラント起動初期に一次共振する場合であっても、その発生応力は疲労限応力よりも小さいと評価している。

［流力弾性振動］

流力弾性振動とは、管群の場合で、カルマン渦による振動とは別に、流速を増大していくとカルマン渦による共振のピークを通過した後、急激に振動が増大する領域である。

事業者は、流れが非常に複雑で不安定な部位を対象として有効流速と自励振動限界有効流速を求めて比較評価を行い、何れの熱交換器についても、有効流速は自励振動限界有効流速よりも小さいと評価している。

また、これまで伝熱管の渦流探傷検査を実施してきているが有意な欠陥のないこ

とを確認しており、現状保全を継続実施することにより高経年化対応は可能であると判断した。

以上の結果及び現場調査等より、外表面から摩耗又は高サイクル疲労割れが生じる可能性はないとする評価結果は妥当なものと判断する。

② 伝熱管のスケール付着

内部流体が1次冷却材の場合は、フィルタ及び脱塩塔で浄化されているため、スケール付着による伝熱性能低下の可能性は小さい。内部流体がヒドラジン水（防錆材注入水）の場合は、不純物の発生が抑制されているものの、フィルタ等が設置されておらず長期運転におけるスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。内部流体が給水及び蒸気の場合には、溶存酸素濃度抑制といった適切な水質管理により不純物の流入は抑制されているものの、フィルタ等が設置されておらず、長期運転におけるスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。内部流体が海水の場合は、海生物等の影響で伝熱性能低下の可能性が考えられる。

しかしながら、伝熱管のスケール付着に対しては、熱交換器通水時（運転時）には日常点検にて流体温度、流量等のパラメータの監視（運転員が中央制御室で各パラメータを監視すると共に巡視点検や一部の機器の定期検査時に現場計器の指示を確認）を行い、異常のないことを確認している。 また、原子炉補機冷却水冷却器の場合は、定期的な渦流探傷検査実施前に管内面のゴム弾打ち及び気吹きを実施し付着物を除去している。

以上の現状保全を継続することにより高経年化対応は可能と判断した。

③ 応力腐食割れ

銅合金材料は温度、酸素・アンモニア濃度及び残留応力の条件により応力腐食割れが発生する可能性がある。第1低圧給水加熱器及びグランド蒸気復水器は、胴内に抽気（蒸気）が流入し、胴内に酸素・アンモニアが非凝縮性ガスとして滞留する可能性があるあるので、応力腐食割れが考えられる。第1低圧給水加熱器、グランド蒸気復水器（約 30～100℃）の応力腐食割れの進展速度は温度が低いので十分遅いと考えられる。また、これまでの定期検査時の渦流深傷検査結果において、応力腐食割れは認められていないことから、現時点の知見において、応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられる。なお、渦流深傷検査を継続実施することとしており、高経年化対応は妥当なものと判断した。

④ 腐食

支持脚（スライド脚）は炭素鋼を使用しているため、長期使用により腐食し固着する可能性は否定できない。しかしながら、再生熱交換器は、定期的に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認する。余熱除去冷却器、燃料取替用水タンク加熱器、原子炉補機冷却水冷却器は、定期的にスライド部に塗膜に異常のないことを目視にて確認するとしており、高経年化対応として妥当なものと判断した。

2）蒸気発生器

① 伝熱管の損傷

a．振止め金具（AVB）部摩耗

従来の2本組 AVB に対し、伊方1号機の蒸気発生器では3本組 AVB を採用しており伝熱管の支持状態は向上している。曲げ半径の大きい伝熱管において、3本組 AVB の場合、2点以上の非接触部が存在すると、流力弾性振動が発生する限界流速に対する局所流速の比である安定比が1を超え、流力弾性振動が発生し、AVB 部に摩耗減肉が発生する可能性は否定できない。しかしながら、AVB の板厚を大きくし、挿入時隙間管理を行っており摩耗減肉が発生する可能性は小さい。

仮に振動が発生した場合の摩耗進展速度は 1.6%/万時間であり、伝熱管の摩耗速度は補修基準（肉厚 20%の減肉）に対して、非常に緩やかであり、後述の現状保全と相俟って評価結果は妥当なものと判断した。

b．管支持板部の粒界腐食割れ

アルカリ粒界腐食割れについては、インコネル 690 合金（特殊熱処理）はインコネル 600 合金と比べて、発生領域が PH で1以上高く耐粒界腐食割れ性に優れている。

BEC 穴のアルカリ濃縮倍率はドリル穴に比べて約 1/100 と低いこと。伊方1号機の蒸気発生器では伝熱管材料にインコネル 690 合金（特殊熱処理）を使用し、管支持板穴形状として BEC 穴を採用しており、管支持板及び管板クレビス部の PH は 5.8～6.0（at300℃）程度とほぼ中性であること。また、蒸気発生器2次系器内水中のナトリウム濃度は約 0.001ppm 以下と十分低く、粒界腐食割れ発生の可能性は小さいとする評価は妥当なものと判断した。

c．管板直上部のピッティング

スラッジ堆積部で塩化物イオンの濃縮により PH が低下し、酸化銅等の酸化剤により腐食電位が上昇した場合にピッティングが発生する。現状の水質環境よりも塩化物イオン濃度を高くした厳しい条件下で、実機模擬スラッジによる腐食電位上昇を測定した結果、腐食電位上昇は最大で約 0.1V であり、ピッティング発生電

位を下回ることからピッティング発生の可能性は小さいとする評価結果は妥当なものと判断した。

d．管板直上部の腐食損傷

伊方1号機は、伝熱管にインゴネル 690 合金（特殊熱処理）を使用しており、材料の耐食性向上、流動改善（水流の抵抗を減少させ低流量領域を減少させるとともに、低流速領域を SG ブローダウン取出口に近づけてスラッジの排出を促す）によるスラッジ堆積防止を行っており、また液圧拡管により拡管境界部の応力を低減させているため腐食発生の可能性は小さいとする評価は妥当と判断した。

e．最上段管支持板部のフレッティング疲労

仮に流力弾性振動が発生し、AVB 部摩耗減肉が発生すると仮定し、現状減肉の補修基準である 20%による隙間増加分を考慮しても、伝熱管支持板部での発生応力は約 2kg/mm^2 以下となり、フレッティング疲労による破断が発生する可能性はないとする評価は妥当と判断した。

f．管板拡管部及び拡管境界部の応力腐食割れ

360℃に温度加速した模擬 RCS 水中での予ひずみリバースUベンド試験における応力腐食割れ試験の結果、インコネル 690 合金はインコネル 600 合金より耐応力腐食割れ性が向上している。伊方1号機では、インコネル 690 合金採用による耐応力腐食割れ性の向上を図り、ローラ拡管と比較して残留応力の低い液圧拡管を採用している。したがって、液圧拡管部における応力腐食割れ発生の可能性は小さいとの評価は妥当なものと判断した。

g．小曲げUベンド部の応力腐食割れ

伊方1号機ではインコネル 690 合金（特殊熱処理）採用による耐応力腐食割れ性向上とともに SR（曲げ半径 283mm 以下）を実施しており残留応力をほぼゼロに抑えている。また、内圧及び熱伸び差による作用応力も最大でも約 13kgf/m^2 と小さく、応力腐食割れ発生の可能性は小さいとする評価結果は妥当なものと判断した。

h．管支持部のデンティング腐食

管支持板クレビス部の腐食生成物の成長については、管支持板材料、形状、水質環境によって発生条件が異なる。また、腐食は水質環境中の塩化物イオン濃度に依存する。しかしながら、現状の AVT（All volatile Treatment ：全揮発性薬品処理）環境下では炭素鋼製管支持板のドリル穴の場合でも、運転開始後 60 年時点での予想される腐食量は約 73μm とわずかである。伊方1号機で採用している

ステンレス鋼製管支特板の BEC 穴は同板厚、同径の炭素鋼製管支持板のドリル穴に対し、腐食量は 1/100 以下に低く抑えられており、国内の取替前蒸気発生器（炭素鋼製管支持板とドリル穴の組合せ）でも発生していないことを勘案するとデンティングが発生する可能性は小さいとの評価は妥当なものと判断した。

伝熱管については、定期的に渦流探傷検査を実施し、健全性を確認している。また、定期的にスラッジランシングを実施し、管板上のスラッジ除去を行っており、前述の損傷評価と相俟って妥当なものと判断した。

② 伝熱管のスケール付着

1次側接液部については全てインコネル肉盛又はステンレス肉盛等が施されており、1次系はフィルタ及び脱塩塔で浄化されているため、伝熱管内面（1次側）へのスケール付着による伝熱性能低下の可能性は小さい。2次側については適切な水質管理により不純物の流入は抑制されているものの、長期運転にあたっては、伝熱管外面（2次側）へのスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。しかしながら、伝熱管へのスケール付着に対して、プラント運転時にプラントパラメータを採取し、SG 汚れ係数を算出した伝熱性能の傾向監視を行っており、高経年化対応は妥当なものと判断した。

③ 管支持板穴へのスケール付着

伊方1号機より蒸気発生器の運転時間の長い伊方3号機で、可能な範囲で BEC 型管支持板部のカメラによる目視検査を実施した結果、スケール付着の兆候が確認され、上部の管支持板ほど付着が多かった。また、定期検査時の渦流深傷検査結果から付着の経年変化を調査した結果、付着量は運転時間の増加に伴い緩やかに増加していくことが確認されている。伊方1号機は第 17 回定期検査時（1997～1998 年度）に蒸気発生器を取り替えていることを考えると、短期間で急激なスケール付着が発生することは想定されないが、将来的には海外プラントと同様の事象が発生する可能性がある。

管支持板BEC穴へのスケール付着の傾向は、BEC穴の目視点検の結果により得られたスケール付着状況と渦流深傷検査時の信号との相関を基に、定期的な渦流深傷検査により監視し、必要に応じて目視点検を行うこととしており、高経年化対応は妥当なものと判断した。

④管板及び給水入口管台の疲労割れ

構造が不連続で応力が大きい管板廻り及び給水入口管台においては、プラントの起動･停止時等に発生する1次冷却材又は給水の温度、圧力、流量変化による応力変動を受け、さらに管台は冷水注入による熱過渡を受けるため、繰り返しに

よる疲労が蓄積する。熱過渡が厳しい、あるいは構造不連続で応力が大きい管板廻り及び給水入口管台を対象として応力算出並びに評価を行う必要がある。

伊方1号機の蒸気発生器は、第 17 回定期検査時（1997～1998 年度）に取替が実施されており、取替後の蒸気発生器の各評価部位に対して、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に基づき疲労評価を行っている。また、使用環境を考慮した疲労について、「環境中疲れ寿命評価指針（資源エネルギー庁）」に基づき評価している。さらに、熱成層の影響を考慮して評価した給水入口管台では、3次元 FEM モデルを用いて評価している。

その結果、許容値に対し十分奈裕のある結果が得られていること、また、超音波探傷検査及び定期的な漏えい試験を実施し、今後も実過渡回数に基づく評価を定期的に実施するとしており高経年化対応は妥当なものと判断した。

3） 直接接触式熱交換器（脱気器）

支持脚（スライド脚）の腐食は、（2）．1）項④参照

4） 2重管式熱交換器

スケール付着　伝熱管、管支持板穴のスケール付着は、（2）．2）項③、④参照

3．ポンプモータ

⑴ 着目すべき経年劣化事象

ポンプモータは、高圧ポンプモータ及び低圧ポンプモータに種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁低下	全ての高圧ポンプモータ及び低圧ポンプモータの固定子コイル、口出線･接続部品等

⑵ 審査結果のまとめ

①絶縁低下

絶縁低下は、全ての高圧ポンプモータ及び低圧ポンプモータの固定子コイル、口出線･接続部品等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、評価試験等により 18.5 年以上(高圧ポンプモータ)及び 16.5 年以上(低圧ポンプモータ)の健全性が評価されている。またこれらを踏まえ、現状保全で取替を含む保全が考慮されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、高圧ポンプモータ及び低圧ポンプモータの固定子コイル、口出線･接続部品等の絶縁低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

4．容器

(1) 着目すべき経年劣化事象

容器について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられており、現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
中性子照射脆化	原子炉容器（中間胴、下部胴）
粒界型応力腐食割れ	原子炉容器（冷却材入口管台、炉内計装筒、炉心支持金物）
貫粒型応力腐食割れ	燃料取替用水タンク（胴板、屋根板、底板、入口管台、出口管台、水位計管台、温度計管台、ドレン管台、空気抜管台、ヒータ循環水入口管台、屋根マンホール管台、側マンホール管台） 復水タンク（加熱蒸気入口管台、加熱蒸気ドレン出口管台、計器用管台）
疲労割れ	原子炉容器（スタッドボルト） 加圧器（スプレイライン用管台） 原子炉格納容器機械ペネトレーション（主蒸気・主給水ライン貫通部（伸縮継手））
腐食	原子炉補機冷却水サージタンク（支持脚スライド部） 湿分分離加熱器ドレンタンク（支持脚スライド部）
絶縁低下	原子炉格納容器電気ペネトレーション（ポッティング材）

(2) 審査結果のまとめ

①中性子照射脆化

原子炉容器・胴の炉心領域部分（中間胴、下部胴）の中性子照射脆化が着目すべき経年劣化事象として抽出されている。3回の監視試験実績があり、監視試験データに基づいて JEAC4201-2004 に従って脆化予測式を設定している。最新の監視試験データは 25%厚さ位置で約 37EFPY に相当する照射量であり、現在設定している脆化予測式は相当長期までデータに裏付けられている。ただし、照射量の増加に伴う監視試験データの遷移温度上昇は、若干脆化予測式を上回る傾向は見られる。加圧熱衝撃事象に対する評価を JEAC4206-2004 に基づいて実施しており、運転開始後 60 年時点においても、脆性破壊に対する抵抗値は十分大きく、脆性破壊は起こらないと評価している。今後、事業者においては、運転の長期化に伴う監視

試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、使用済試験片の再生技術等の技術開発等により得られた知見を踏まえ、今後の保全への反映を検討していくとしており妥当である。

②粒界型応力腐食割れ

原子炉容器のインコネル 600 合金使用部位（冷却材入口管台、炉内計装筒、炉心支持金物）の粒界型応力腐食割れが着目すべき経年劣化事象として抽出されている。特に、原子炉容器の下鏡部にある炉内計装筒－J 溶接部に対しては、現時点の知見では、応力条件として厳しく、溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には応力腐食割れ発生の可能性を否定できないため、事業者は、第 24 回定期検査時（2006～2007 年度）に炉内計装筒－J 溶接部に対してレーザピーニングを施工している。なお、第 22 回定期検査（2004 年度）において炉内計装筒内表面の母材部に対してレーザピーニングを施工するなど、応力腐食割れへの対策として予防保全技術を積極的に適用しており、妥当であると評価した。

今後も、検査の継続実施、並びに国プロジェクト等での最新知見を踏まえ、実機への適用を推進していくことが重要である。

なお、第 19 回定期検査（2000 年度）において、原子炉容器上蓋は、応力腐食割れに対する予防保全措置として管台部にインコネル 690 合金を用いたものに取替えられている。また、原子炉容器出口管台については、第 22 回定期検査に冷却材出口管台と管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1 次冷却材接液部にインコネル 690 合金をクラッド溶接施工しており妥当である。

③貫粒型応力腐食割れ

屋外に設置されている燃料取替用水タンク、復水タンクのオーステナイト系ステンレス鋼の使用部位に対し、海塩粒子等の付着による粒内型応力腐食割れが着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。タンクには塗装を施工し、海塩粒子等の付着を防止するとともに、巡視点検において塗膜の健全性を確認しており妥当と評価した。今後も引き続き、塗膜の健全性を確認していくことが重要である。なお、燃料取替用水タンクは第 22 回定期検査（2004）時に取替られている。また、これまで伊方発電所では、塩化物イオンによる応力腐食割れを経験しており、今後も引き続き、海塩粒子等の付着防止に努めることとしており妥当とである。

④疲労割れ

原子炉容器のスタッドボルトや、原子炉格納容器・機械ペネトレーション等の疲労割れが着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。低サイクル疲労を考慮して設計を実施している原子炉冷却材圧力バウンダリなどの機器については、60 年運転を仮定しても、設計応力サイクルにより疲労き裂は発生しないことが

確認されている。このため、低サイクル疲労防止のために、当面追加して実施するべき事項は無いと考えられるが、接液環境の影響に関する研究の進捗など、最新の知見の反映及び今後も実過渡回数による再評価が望まれる。なお、原子炉容器の胴、冷却材出入口管台、加圧器サージ用管台についても低サイクル疲労が懸念されるが、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」及び「環境中疲れ寿命評価指針に基づき評価を実施しており、十分余裕のあることを確認している。

⑤腐食

原子炉補機冷却水サージタンク及び湿分分離加熱器ドレンタンクの支持脚スライド部の腐食が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。腐食に対しては肉厚点検、巡視点検における目視確認等で塗装のはく離等異常の無いことを確認しており妥当である。今後も継続して確認を行うことが必要である。また、これ以外の部位においても他プラントの腐食事例等を考慮した点検が望まれる。

⑥絶縁低下

原子炉格納容器電気ペネトレーションのポッティング材の絶縁低下が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。ポッティング材の絶縁低下に対しては、耐環境試験により 60 年間の健全性が確認されており、評価は妥当である。

5．配管

（１）着目すべき経年劣化事象

配管について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象である。現時点の知見に照らして妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
配管減肉	炭素鋼配管
粒界型応力腐食割れ	ステンレス鋼配管
貫粒型応力腐食割れ	ステンレス鋼配管
管内面の腐食、 管外面の腐食	炭素鋼配管
疲労割れ	一次冷却材管、ステンレス鋼配管
高サイクル熱疲労割れ	
熱時効	一次冷却材管
摩耗、はく離、劣化	配管サポート

（２）審査結果のまとめ

①配管減肉

炭素鋼配管の配管減肉については、保安院指示文書に基づき、事業者の社内マニュアル「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行い、これに基づき配管減肉管理を実施している。減肉が認められる部位の余寿命評価結果に応じて、ステンレス鋼配管への取替を実施している。また、社内管理指針に基づいて減肉傾向管理を行い、二次系配管経年変化システムを用いて、肉厚測定データの管理を行っている。今後も減肉傾向管理を実施することにより、機器の健全性を確保するとしており、社内の管理指針に基づく検査･取替を継続していくことにより、高経年化時にも健全性が確保されると判断した。

今後、計画的肉厚測定による減肉傾向把握と配管取替、データ蓄積を進めるとともに、日本機械学会の配管減肉管理に関する技術規格（2006 年版）と合わせて、事業者の社内マニュアルに反映していくことが重要であるが、追加保全項目としており適切である。

②応力腐食割れ

粒界型応力腐食割れについては、ＰＷＲの１次系水質環境条件下ではステンレス鋼配管の応力腐食割れの発生の可能性は小さいが、閉塞分岐管の滞留部では１次系水質環境条件を満たさない部位があり、そこが熱伝導で高温になる場合には応力腐食割れが発生する可能性があると評価している。このように高温

で溶存酸素濃度が高くなる部位に対しては定期的に超音波探傷試験を実施し、有意な欠陥がないことを確認して高経年化時の健全性を確保できるとしており、妥当と判断する。今後、実施中の調査研究等で得られる知見を反映するとしており妥当である。

貫粒型応力腐食割れについては、付着した海塩粒子、熱分解した塩化ビニールテープによるものがある。前者については、定期的に塩化物付着量調査と純水拭きを実施している。また、屋外設置の配管に対して定期的に配管の防水措置の健全性を目視確認しており、今後も実施するとしている。後者については2000年、2003年に塩化ビニール残存部配管取替実施しており、原因が除去されているので今後発生の可能性はないとしている。これらの対応により、高経年化時にも健全性が確保されるとしており妥当である。

③管内外面の腐食

管内面の腐食について、海水管のライニング損傷が生じた場合には海水による腐食が発生するが、現状のライニング点検間隔での腐食量は腐食代に比べて十分小さいと評価している。定期的にライニング点検（目視又はピンホール点検）を実施しており、追加的な高経年化対策は不要との結論は妥当である。

管外面は塗装により腐食を防止しているが、容易に塗膜等の状況確認ができない保温部については、外面からの腐食が発生する可能性があるが、母管の外面からの腐食に対しては、定期検査時に目視確認により、塗膜や防水措置(保温)の健全性確認を実施しており、さらに、保温材を取り外すことの少ない直管部に対しても代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外して目視確認を行うとしていることで妥当である。

④疲労割れ

起動停止等の応力サイクルにより疲労が累積する配管については、2003 年末時点までの供用実績に基づいて、60 年供用時の応力サイクル数を評価し、接液環境の影響も考慮して 60 年供用時にも疲労損傷しないことを確認している。高経年化時にも定期的に応力サイクル実績の把握と評価を継続することとしており妥当である。

⑤高サイクル熱疲労割れ

一次冷却材管及びステンレス鋼配管の高サイクル熱疲労については、(社)日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づく評価の結果、60年供用時においても許容値に対し余裕のある結果が得られており、疲労損傷は発生しないことを確認している。高経年化時にも現状実施している溶接部を対象とした定期的浸透探傷試験または超音波探傷試験及び漏えい試験を実施することとし

ており妥当である。

⑥熱時効

一次冷却材管の熱時効による 60 年供用時の破壊靭性を予測し、適切に想定したき裂に生じる破壊力を評価し、60 年供用時にも配管が不安定破壊することはないとしている。高経年化対応として、現在の溶接部に対する超音波探傷検査を継続するとの評価は妥当である。

⑦配管サポートの機能低下

摺動部、バネ等を有する管の支持構造物には長期間の使用により摩耗や変形のため機能が低下する可能性があるが、高経年化時にも点検と補修を実施して健全性を維持するとの方針は妥当である。

6. 弁

⑴ 着目すべき経年劣化事象

弁について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
疲労	プラントの起動停止による熱過渡を繰り返し受ける弁箱
応力腐食割れ	塩分濃度が上昇する可能性のあるステンレス鋼製弁の外面
腐食	内部流体が海水の弁
固着	リフト逆止弁の弁体
絶縁低下	電動装置モータの固定子コイル等

⑵ 審査結果のまとめ

① 疲労

実績過渡発生頻度に基づいて設定した 60 年供用時の過渡回数での疲れ累積係数及び環境中の疲れ累積係数を評価している。評価の結果は、疲れ累積係数は1以下、環境中疲れ累積係数も1以下であることを確認して疲労に対して健全であると結論していることから、高経年化技術評価の内容は妥当である。

② 応力腐食割れ

屋外設置のステンレス鋼製弁の塩化物イオンによる応力腐食割れについて、防水措置の施工により海塩粒子が付着する可能性は小さいこと、定期的な防水措置の目視点検及び弁分解点検時の弁外面目視点検で応力腐食割れは発生していないこと、今後も現状保全を継続するとしており、妥当である。

③ 腐食

海水と接するライニング施工部でライニング剥離時に異種金属接触腐食も考慮した急速な腐食、発生進行の定量予測の困難なステンレス鋼弁棒等の孔食、隙間腐食について評価している。これまでの定期的な弁内部の点検実績で、ライニングの剥離事例はないこと、急激な孔食･隙間腐食は認められていないことから、今後も急激な腐食進行の可能性は小さく、また現状保全を継続するとしており妥当である。

④ 固着

海外で配管腐食生成物の堆積による発生事例があり、長期運転における腐食生成物堆積の可能性は否定できないとしている。しかし、これまでの目視点検で有意な腐食生成物は認められておらず、今後条件が急変することは考えられないが、現状保全を継続するとしており妥当である。

⑤絶縁低下

設計想定事故環境で機能要求がある電動装置は耐環境試験により 40 年間の健全性が確認され、また追加保全策として 60 年間の健全性を確認するための耐環境試験を実施中であり、評価は妥当であると判断した。なお、設計想定事故環境で機能要求がない電動装置は、耐環境試験を実施していないため、絶縁低下の発生の可能性は否定できないが定期的な絶縁抵抗測定により絶縁低下の検知は可能であると評価しており、妥当である。

7．炉内構造物

(1) 着目すべき経年劣化事象

炉内構造物について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられており、現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
摩耗	制御棒クラスタ案内管(案内板)
照射誘起型応力腐食割れ	下部炉心板、下部炉心支持柱、炉心そう、下部燃料集合体案内ピン、炉心バッフル、炉心バッフル取付板、バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、熱しゃへい体、熱しゃへい体固定用ボルト
中性子照射による靭性低下	炉心そう

(2) 審査結果のまとめ

①摩耗

制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。国内他プラントの制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗データを基に評価を行い、現時点の知見においては制御棒クラスタ案内管の摩耗が制御棒の案内機能に影響を及ぼす可能性はないとしており、妥当である。制御棒クラスタ案内管(案内板)については、今後も維持規格等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討するとしており妥当である。

②照射誘起型応力腐食割れ

「下部炉心板、下部炉心支持柱、炉心そう、下部燃料集合体案内ピン、炉心バッフル、炉心バッフル取付板、バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、熱しゃへい体、熱しゃへい体固定用ボルト」の照射誘起型応力腐食割れが着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性について検討を要すると考えられるバッフルフォーマボルトとバレルフォーマボルトについて、いずれも 2004 年度の定期検査時における炉内構造物取替時に、材料、応力、環境の面から改良を加えており、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さいと評価しており妥当である。高経年化時においても、現状の水中テレビカメラによる定期的目視検査に加えて、維持規格等を踏まえた今後の保全の必要性検討、国の IASCC プロジェクトにより得られる知見の今後の保全への反映検討を考えており、妥当である。

⑶ 中性子照射による靭性低下

炉心そうの中性子照射による靭性低下が着目すべき経年劣化事象として抽出されており妥当である。

運転開始後 60 年時点の中性子照射による靭性低下を考慮した破壊靭性値と有意な欠陥の存在を仮定した S_1 地震発生時の応力拡大係数の比較によって想定欠陥のき裂安定性評価を実施し、不安定破壊が生じないことを確認している。また、炉心そうは 2004 年度の定期検査時に取替えており、それまでの約 30 年間健全性を維持してきたことから、取替後も 30 年間程度以上は健全性を維持できると評価しており、妥当である。想定される欠陥である照射誘起応力腐食割れ発生の可能性は小さいこと、また、定期的に水中テレビカメラによる目視検査によって、有意な欠陥がないことを確認しており、高経年化時においても、目視検査を継続するとともに、維持規格等の活用による今後の保全の必要性検討、国のプロジェクト研究や民間研究の知見の今後の保全への反映検討を考えており、妥当である。

8. ケーブル

(1) 着目すべき経年劣化事象

ケーブルは、高圧ケーブル、低圧ケーブル、同軸ケーブル、ケーブルトレイ・電線管及びケーブル接続部に種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁低下	高圧ケーブル及び全ての低圧ケーブル、同軸ケーブル、ケーブル接続部の絶縁体または絶縁物
水トリー劣化による絶縁低下	高圧ケーブルの絶縁体

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁低下

絶縁特性低下は、高圧ケーブル及び全ての低圧ケーブル、同軸ケーブル、ケーブル接続部の絶縁体または絶縁物において着目すべき経年劣化事象として抽出され、60 年間の長期健全性が環境試験によって維持可能であると評価されている。なお、高圧ケーブル、低圧ケーブル及び同軸ケーブルは、現在、電気学会推奨案に基づいて長期健全性が評価されているが、国プロの今後の成果の反映を検討することが計画されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、高圧ケーブル等の絶縁体または絶縁物の絶縁特性低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

② 水トリー劣化による絶縁低下

水トリー劣化による絶縁特性低下は、高圧ケーブルの絶縁体において着目すべき経年劣化事象として抽出されているが、長時間浸水することはないと評価されるとともに、絶縁診断試験等の保全が実施されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、高圧ケーブルの絶縁体の水トリー劣化による絶縁特性低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

9．電気設備

⑴ 着目すべき経年劣化事象

審査対象となる電気設備は配電設備のみであり、配電設備はメタルクラッド開閉装置、動力用変圧器、パワーセンタ、コントロールセンタに細分化し、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象を抽出している。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁低下	メタルクラッド開閉装置の計器用変圧器、計器用変流器、保護リレー、接地変圧器、動力変圧器のコイル、パワーセンタの計器用変圧器、保護リレー

⑵ 審査結果のまとめ

① 絶縁低下

絶縁低下は、メタルクラッド開閉装置の計器用変圧器等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、メタルクラッド開閉装置の接地変圧器を除き、試験により 60 年間の健全性を評価している。なお、接地変圧器は絶縁低下の発生の可能性を否定できないとされているが、現状保全により絶縁低下の検知は可能であると評価されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、メタルクラッド開閉装置の計器用変圧器等の絶縁特性低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

１０．タービン設備

⑴ 着目すべき経年劣化事象

タービン設備について、標準審査要領の標準的な流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
変形	高圧タービン（車室）
摩耗・はく離	高圧タービン（ジャーナル軸受ホワイトメタル） 低圧タービン（ジャーナル軸受及びスラスト軸受ホワイトメタル）
応力腐食割れ	高圧タービン（車軸、翼環ボルト） 低圧タービン（車軸） タービン動補助給水ポンプタービン（円板）

⑵ 審査結果のまとめ

① 変形

高圧タービンの車室において着目すべき経年劣化事象として抽出され、変形については定期的に水平継手面の間隙計測及び当り状況の確認を実施している。今後も定期的に水平継手面の間隙計測及び当り状況の確認を実施していくとしており、評価内容は妥当である。

② 摩耗・はく離

摩耗は、高圧タービンジャーナル軸受ホワイトメタル、低圧タービンのジャーナル軸受及びスラスト軸受ホワイトメタルにおいて着目すべき経年劣化事象として抽出されている。これまでの定期的な目視確認、車軸と軸受間の間隙測定、軸表面の当たり幅検査により摩耗の兆候が認められていないことから、発生するとしても進行は緩やかであり、摩耗の急激な進行の可能性は小さい。さらに、今後も継続的に浸透探傷試験（PT）、超音波探傷試験（UT）を実施するとしており、妥当である。

③ 応力腐食割れ

応力腐食割れは、高圧タービンの車軸（低合金鋼）、翼環ボルト（低合金鋼、ステンレス鋼）等において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。車軸については応力腐食割れ感受性の低い低降伏応力の材料を使用しており、また、

翼環ボルトについては締付管理により過大な応力にならないように管理している。車軸及び翼環ボルトに対しては、定期的に目視検査を実施するとともに、必要に応じ磁粉探傷検査（MT）等の実施し、有意な欠陥のないことを確認しており、妥当である。

　低圧タービンの車軸については、材料の応力腐食割れ試験結果に基づき、応力腐食割れ感受性の低い低降伏応力の材料を使用した車軸に取替たこと、また、定期的に目視検査を実施するとともに、必要に応じ磁粉探傷検査（MT）等の実施し、有意な欠陥のないことを確認しており、妥当である。

11. コンクリート及び鉄骨構造物

(1) 着目すべき経年劣化事象

コンクリート及び鉄骨構造物は、コンクリート構造物、鉄骨構造物に種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見、プラントの環境条件等を踏まえると妥当である。

種別	着目すべき経年劣化事象	発生部位
コンクリート構造	熱による強度低下	内部コンクリート(1次遮へい壁)
	放射線照射による強度低下	内部コンクリート(1次遮へい壁)
	中性化による強度低下	原子炉格納施設基礎原子炉格納容器内床、原子炉格納施設基礎アニュラス床、原子炉補助建家主蒸気管室、外部遮へい壁、復水タンク基礎
	塩分浸透による強度低下	取水構造物
	アルカリ骨材反応による強度低下	対象構造物全体
	機械振動による強度低下	タービン架台(機器支持部)
	熱による遮へい能力低下	内部コンクリート(1次遮へい壁)
鉄骨構造	腐食による強度低下	内部コンクリート(鉄骨部)、原子炉補助建家(燃料取扱室、中央制御室)、タービン建家(鉄骨部)、脱気器基礎(鉄骨部、配管架台)

(2) 審査結果のまとめ

①熱による強度低下

本事象の評価点として、ガンマ発熱等の影響により原子炉容器の近傍に位置し最も高温となる内部コンクリートの1次遮へい壁の炉心領域部と RV サポート直下部のコンクリートを抽出している。

次に、劣化事象の進展評価として、温度条件によっては水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割れの発生、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大等により、コンクリートの強度が低下する可能性があるとしている。

健全性評価では、温度分布解析の結果、1次遮へい壁の炉心領域部で最高温度

は約62℃、RV サポート直下部のコンクリートで約54℃となり、コンクリートの温度制限値65℃（一般部）以下であり、長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の熱による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

②放射線照射による強度低下

本事象の評価点として、中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きい内部コンクリートの1次遮へい壁の炉心領域部を抽出している。

次に劣化事象の進展評価として、コンクリートが中性子照射又はガンマ線照射を受けると、照射量によってはコンクリートの強度が低下する可能性があるとしている。

健全性評価では、運転開始後 60 年時点で予想される1次遮へい壁の中性子照射量は、最大でも約 $6.0\times10^{19}n/cm^2$（炉心領域部）であり、目安値 $1\times10^{20}n/cm^2$ を下回っており、長期健全性評価上問題とならないとしている。

同じく、ガンマ線照射量は、炉心領域部において約 $2.8\times10^{10}rad$ となり、目安値 $2\times10^{10}rad$ を上回っているが、照射量が $2\times10^{10}rad$ を上回る範囲は、深さ方向に最大 12cm 程度の範囲であり、1次遮へい壁の厚さ（最小壁厚 279cm）に比べて小さいことから構造強度上問題にならず、長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の放射線照射による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

③中性化による強度低下

本事象の評価点として、中性化の進展に影響を及ぼす要因として環境条件（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）と仕上げ（塗装等）の有無に着目し、屋内部では、屋内部（外部遮へい壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、原子炉補助建家、タービン建家）の環境要素を計測し、計測結果より原子炉格納施設基礎原子炉格納容器内床（仕上げあり）、原子炉格納施設基礎アニュラス床（仕上げなし）、原子炉補助建家主蒸気管室（仕上げなし）に絞り中性化深さを調査し、最大の中性化深さを与える原子炉格納容器基礎アニュラス床（仕上げなし）を評価点として抽出している。屋外部では、建家の屋外面と屋外構造物の代表として、外部遮へい壁（仕上げなし）と復水タンク基礎（仕上げなし）を評価対象として中性化深さを調査し、最大の中性化深さを与える外部遮へい壁を評価点として選定している。

次に劣化事象の進展評価として、中性化がコンクリートの内部に進行し、鉄筋に保護膜を作るアルカリ性が失われると、鉄筋はコンクリート中の水分と酸素の作用で腐食し、鉄筋体積の膨張によりコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとしている。

健全性の評価では、岸谷、森永及び実測値に基づく√t則の中性化予測式により、現状の中性化深さの測定結果と推定値を比較し、現状の中性化深さの計測値が妥当であることを確認した上で、これら推定式を用いた推定が安全側評価となることを確認している。その上で、これら予測式を用いて運転開始後60年時点の中性化深さを推定し求めている。

その結果、60年時点の中性化深さの推定値（原子炉格納施設基礎アニュラス床：3．9cm、外部遮へい壁：3．3cm）は判断基準値（原子炉格納施設基礎アニュラス床：8．0cm、外部遮へい壁：6．0cm）を下回り、中性化による強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の中性化による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

④ 塩分浸透による強度低下

本事象の評価点として、海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を対象構造物とし、取水構造物から塩分浸透環境が異なる海中帯、干満帯及び気中帯を選定調査し、鉄筋位置で塩化物イオン濃度が最大になった気中帯を評価点としている。

次に、劣化事象の進展評価として、コンクリート中に塩化物イオンが浸透し、鉄筋位置まで達すると、鉄筋の腐食が徐々に進行し、鉄筋体積の膨張によりコンクリートにひび割れや剥落が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとしている。

健全性の評価では、塩化物イオン量が最大となった気中帯で、森永式により推定した運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量が32．1×10^{-4}g/cm^2となり、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量88．1×10^{-4}g/cm^2を十分下回り、塩分浸透によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の塩分浸透による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

⑤ アルカリ骨材反応による強度低下

昭和52年から運転開始した伊方1号機では、運転開始数年後から、タービン架台で変形やひび割れが認められるようになり、その後の計測・調査により、昭和62年頃、変形やひび割れの原因がアルカリ骨材反応(ASR)の顕在化によるものと分かったとしている。

アルカリ骨材反応（ASR）は反応性を持つ骨材に起因し生じる。対象構造物の多くは ASR が発生する可能性がある山口県柳井市産の砕石（安山岩）を使用している

為、本事象の評価点は、対象構造物全般を評価対象部位とし、構造物の規模に応じて評価点を選定するとしている。

次に、劣化事象の進展評価として、コンクリート中の反応性シリカ鉱物を含む骨材は、水の存在下でコンクリート中に含まれるアルカリと反応して、骨材の周囲にアルカリシリカゲルを生成する。アルカリシリカゲルは、吸水・膨潤する性質がありコンクリートを膨張させ、それに伴ってコンクリート表面にひび割れが発生し、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとしている。

コンクリート構造物に対する ASR の影響は、ASR の進展度に応じて異なるため、ASR を示唆する表面ひび割れの有無によって以下のように区分し評価するとしている。

a) ASR を示唆する表面ひび割れが見られない構造物
b) ASR による膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物

a) ASR を示唆する表面ひび割れが見られない構造物

これらの対象構造物は ASR を示唆する表面ひび割れが見られないことから、ASR が生じていない又は生じていても日本コンクリート工学協会等の状態グレード分類中で最も軽微な「状態Ⅰ」と考えられること、コア供試体による平均圧縮強度も設計基準強度を上回ること、促進膨張試験結果も規定値を下回り、今後も ASR の発生又は進展が考えられないことから、現在の支持機能は問題なく、また長期健全性評価上も問題ないとしている。

b) ASR による膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物

建設後に実施している目視点検等によって、タービン架台の一部及び脱気器基礎に ASR による膨張に伴う表面ひび割れの発生を確認している。

・脱気器基礎はコア供試体による圧縮強度も設計基準強度を上回ること、脱気器と基礎とのサポート部材はスライドできる構造となっており、ASR の膨張変形の影響を与えにくい構造となっていることから、支持機能に問題ないとしている。また促進膨張試験結果も規定値を十分下回ることから長期健全性評価上も問題ないとしている。

・タービン架台は、架台上面の TD 部でひび割れが顕著に発生しており、タービン軸方向で温度膨張も含め 50mm 程度（TD 部全長 50m に対し 1000μ程度の平均膨張ひずみ）の膨張変形を示しているが、ここ十数年前より収束状態にありASRの進展が見られないとしている。またTD部以外の部位ではASRの発生は軽微またはそのような傾向は認められないとしている。

ASR が顕在化している TD 部のコア供試体による平均圧縮強度は設計基準強

度を上回っていること、構造解析の結果、通常運転時荷重を作用させた場合、最も厳しい部材の発生せん断力はせん断耐力の 67%であり、部材の耐荷性能に問題はないと考えられること、下部架構部材を含め構造的に問題になるようなひび割れは認められないことから、架構全体として問題ないとしている。

一方、タービン車室と発電機フレームは熱膨張に対処するため軸受部が軸方向にスライドする構造となっており、ASR による膨張に対応できる構造になっていること、万一膨張量が軸受部での余裕を超えそうな場合は、車軸長さの調整のため設置しているスペーサの厚さを変更する等により膨張を吸収でき、今後も同様な対処により対応を図ることから、架台の要求機能上問題ないとしている。

また、採取したコア供試体による促進膨張試験により、今後の進展を評価しているが膨張量はいずれも規定値を下回っていることから、今後も ASR の進展が生じるとは考えにくく、長期健全性評価上も問題ないとしている。

なお、これら検討結果は第三者評価機関である建築研究振興協会の「アルカリ骨材反応に関する鉄筋コンクリート構造物の健全性評価及び維持管理方法検討会」で審議を受けている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、現状は、コンクリート構造物の ASR による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

⑥ 機械振動による強度低下

本事象の評価点として、プラント運転中常時振動を受ける対象構造物のうち、最も大きな機械振動を直接受けるタービン架台の機器支持部を抽出している。

次に、劣化事象の進展評価として、コンクリート構造物が長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひび割れが発生し、ひいては損傷に至り、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるとしている。

健全性の評価では、これまで機器支持部表面のコンクリートにひび割れ等の異常が確認されていないこと、タービン機器に異常振動等の変状が発生していないことから、機械振動によるコンクリートの強度低下は長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の機械振動による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

⑦ 熱による遮へい能力低下

本事象の評価点として、ガンマ発熱等の要因となる原子炉容器の近傍に位置し、最も高温となる内部コンクリートの1次遮へい壁の炉心領域部及び RV サポート直下部を抽出している。

次に、劣化事象の進展評価として、コンクリートが高温となると、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮へい能力が低下する可能性があるとしている。

健全性の評価では、1次遮へい壁炉心領域部又は RV サポート直下部のコンクリートの温度は、温度分布解析の結果、最高でも約62℃となり、中性子遮へいの温度制限値88℃以下およびガンマ線遮へいの温度制限値177℃以下となっていることより、長期健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、コンクリート構造物の熱による遮へい能力低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

⑧鉄骨の腐食による強度低下

本事象の評価点を絞りきれないとして、対象構造物（内部コンクリート（鉄骨部）、原子炉補助建家（燃料取扱室、中央制御室）、タービン建家（鉄骨部）、脱気器基礎（鉄骨部、配管架台））全ての柱･梁等の構造部材を評価点として抽出している。

次に、劣化事象の進展評価として、鉄は一般的に大気中の酸素及び水分と化学反応を起こして腐食する。腐食は海塩粒子等により促進され、進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性があるとしている。

健全性の評価では、塗膜および鋼材の耐用年数を建築学会評価式より算定し、定期的な目視点検と組合せて適切な塗装の塗替え等を実施することで、鉄骨構造物の腐食による強度低下は健全性評価上問題とならないとしている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、鉄骨構造物の腐食による強度低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

12. 計測制御設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

計測制御設備は、プロセス計測制御設備、制御設備に種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁低下	ディーゼル発電機制御盤の計器用変流器、計器用変圧器、保護リレー、励磁装置
応力腐食割れ	プロセス計測制御設備の計装配管

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁低下

絶縁低下は、ディーゼル発電機制御盤の計器用変流器、計器用変圧器、保護リレー、励磁装置において着目すべき経年劣化事象として抽出され、励磁装置を除き、試験により 60 年間の健全性が評価されている。なお、励磁装置は絶縁低下の発生の可能性を否定できないとされているが、現状保全により絶縁低下の検知は可能であると評価されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、ディーゼル発電機制御盤の計器用変流器、計器用変圧器、保護リレー、励磁装置の絶縁低下に関する高経年化技術評価内容は妥当である。

② 応力腐食割れ

応力腐食割れは、プロセス計測制御設備の計装配管において着目すべき経年劣化事象として抽出され、溶接部において発生の可能性があり、漏えい試験時に健全性確認が実施されているとともに、今後、国プロで得られる知見を反映していくことを検討することが計画されている。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、プロセス計測制御設備の計装配管の応力腐食割れに関する高経年化技術評価内容は妥当である。

13. 空調設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

空調設備は、ファン、モータ、空調ユニット、冷凍機、ダクト、ダンパ及び弁に種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁特性低下	高圧モータ、低圧モータの固定子コイル、口出線・接続部品
腐食	基礎ボルト

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁特性低下

絶縁特性低下は、コントロールタワー空調用冷凍機圧縮機モータ（高圧の密閉型モータ）、コントロールタワー空調用冷水ポンプモータ（低圧の全閉型モータ）、安全補機排気ファンモータ（低圧の開放型モータ）、格納容器空気モニタリング隔離弁（C/V 側）駆動モータ（低圧モータ）等の固定子コイル及び口出線・接続部品において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。

これらの評価内容は、高圧ポンプモータ及び低圧ポンプモータについての審査結果と同一である。

② 基礎ボルトの全面腐食

中央制御室空調ユニット等の空調ユニット並びにコントロールタワー空調用冷水設備の基礎ボルトの全面腐食が着目すべき経年劣化事象として抽出されている。

基礎ボルトの健全性評価は各機器で共通であることから、「機械設備」の技術評価で一括実施されており、審査結果も同一である。

14. 機械設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

機械設備について、標準審査要領の流れに従い、着目すべき経年劣化事象として抽出されたものは、次の事象が挙げられている。現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	部　位
照射脆化	原子炉容器サポート（補強材、ボルト）
摩耗	原子炉容器サポート（パッド） 蒸気発生器サポート（リングフレーム側スナバブラケット、壁側スナバブラケット、ブッシュ） 一次冷却材ポンプサポート（スナバブラケット、ブッシュ、連結棒、ブラケット、ヒンジ） 加圧器サポート（ブラケット、ブッシュ） 制御棒クラスタ駆動装置（ラッチ機構プランジャー、ラッチアーム、駆動軸）
疲労割れ	加圧器サポート（加圧器スカート溶接部）
絶縁低下	制御用空気圧縮機モータ（固定子コイル、口出線） 燃料取換クレーン（モータの固定子、電磁ブレーキの固定子鉄心、変圧器） 燃料移送装置（低圧モータの固定子コイル、電磁ブレーキの固定子鉄心、変圧器） 制御棒クラスタ駆動装置（コイル） ほう酸回収装置　濃縮液ポンプ（モータ）
腐食	ほう酸回収装置　蒸発器（支持脚（スライド部）） 雑個体焼却設備・焼却炉（炉外殻） 雑個体焼却設備・焼却炉（逃し弁） 雑個体焼却設備・1次セラミックフィルタ（外殻） 雑個体焼却設備・排ガスブロア（羽根車・ケーシング） 雑個体焼却設備・炭素鋼配管・弁箱・弁蓋・弁体・弁座・弁棒 雑個体焼却設備・ステンレス鋼配管（弁箱・弁蓋・弁体・弁棒） スタッドボルト（直上部）

	メカニカルアンカ（直上部及びコンクリート埋設部） ケミカルアンカ（直上部）
スケール付着	ほう酸回収装置　蒸発器（伝熱管）
減肉	雑個体焼却設備・焼却炉（耐火煉瓦）
割れ	雑個体焼却設備・焼却炉（耐火キャスタブル） 雑個体焼却設備・空気予熱器（内筒、中間筒、外筒） 雑個体焼却設備・１次セラミックフィルタ（耐火煉瓦、耐火キャスタブル） 雑個体焼却設備・炭素鋼配管・弁（耐火煉瓦、耐火キャスタブル）
溶損	雑個体焼却設備・空気予熱器（メインバーナ）
変形	雑個体焼却設備・１次セラミックフィルタ（支持プレート）
応力腐食割れ	雑個体焼却設備・排ガスフィルタ（ケーシング） 雑個体焼却設備・炭素鋼配管・弁（伸縮継手） 雑個体焼却設備・ステンレス鋼配管・弁（伸縮継手、配管）
劣化	ケミカルアンカ（樹脂）

（2）審査結果のまとめ

① 照射脆化

照射脆化は、原子炉容器サポートの補強材、ボルト等で着目すべき経年劣化事象として抽出されている。運転開始後６０年時点において S1 地震力を受けたとしても健全性が保たれることを破壊力学評価を用いて確認しており、妥当である。

② 摩耗

摩耗は、原子炉容器サポートのパッド等、表に示すような箇所で着目すべき経年劣化事象として抽出されている。原子炉容器サポート、蒸気発生器サポート、一次冷却材ポンプサポート、加圧器サポートは、ホルムの理論式により摩耗量を推定し、許容値と比較し、健全性を評価している。サポート部の有意な摩耗については今後も隙間測定及び目視検査を実施していくとしており、妥当である。

制御棒駆動装置のラッチ機構プランジャー、ラッチアーム、駆動軸については、許容摩耗量と６０年時点での推定摩耗量を算出し、比較することにより 60 年時点においても機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価しており妥当である。

③ 疲労割れ

疲労割れは、加圧器サポートのスカート溶接部において、着目すべき経年劣化

事象として抽出されている。

加圧器サポートのスカート溶接部は、応力算出を行い、許容値と比較し、健全性を確認しており、これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、妥当である。

また、追加保全策として、実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していくとしており妥当である。

④ 絶縁低下

絶縁低下は、表に示すような箇所で着目すべき経年劣化事象として抽出されている。制御用空気圧縮機モータの固定子コイル、ほう酸回収装置・濃縮液ポンプ（モータ）、燃料取換クレーン（モータの固定子）、燃料移送装置（低圧モータの固定子コイル）の健全性評価については、ポンプモータの技術評価を参照のこと。

燃料取替クレーン（電磁ブレーキの固定子鉄心、変圧器）、燃料移送装置（低圧モータの固定子コイル、電磁ブレーキの固定子鉄心、変圧器）については、絶縁抵抗測定試験等を実施しており、これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、高経年化対応として妥当である。

制御棒クラスタ駆動装置のコイルについては、加速劣化試験を実施しており、これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、高経年化対応として妥当である。

⑤ 腐食

腐食は、ほう酸回収装置（支持脚（スライド部））等、表に示すような箇所で着目すべき経年劣化事象として抽出されている。

ほう酸回収装置（支持脚（スライド部））は、腐食の有無を目視点検の実施により健全性を維持しており高経年化対応として妥当である。

雑個体焼却設備・焼却炉（炉外殻）等は、定期的な肉厚測定の実施により健全性を維持しており、今後も定期的に肉厚測定を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

雑個体焼却設備・焼却炉（逃し弁）は、定期的な分解・目視検査の実施により健全性を維持しており、今後も定期的に目視検査を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

雑個体焼却設備・炭素鋼配管・弁箱・弁蓋・弁体・弁座・弁棒等は、定期的な目視検査の実施により健全性を維持しており、今後も定期的に目視検査を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

雑個体焼却設備・排ガスブロア（羽根車、ケーシング）は、定期的な分解・目視検査の実施、振動値の連続監視により健全性を維持しており、今後も定期的に目視検査及び振動値の連続監視を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

基礎ボルトの直上部及びコンクリート埋設部の健全性評価として、原子力発電

所の立地環境を考慮していること、普通鋼に対する海岸地帯のデータを基に運転開始後 60 年時点での推定腐食量を推定･考慮し健全性を評価していることから高経年化対応として妥当である。

また、追加保全策として、基礎ボルトの直上部及びコンクリート埋設部については、腐食に加え、付着力の観点も考慮したサンプル調査を実施するとしており妥当である。

⑥ スケール付着

スケール付着は、ほう酸回収装置の伝熱管において着目すべき経年劣化事象として抽出された。運転中における流体温度等のパラメータ監視を行い、熱交換性能に異常の無いことを確認している。スケール付着については、ほう酸回収装置運転時に流体温度等のパラメータの監視を実施していくとしており、高経年化対応として妥当である。

⑦ 減肉

減肉は、雑固体焼却設備･焼却炉（耐火煉瓦）において着目すべき経年劣化事象として抽出された。減肉寸法測定結果から有意な減肉は認められておらず、減肉量に基づいて張替の実施等減肉許容量を管理している。また、定期的に減肉量を確認し、補修の実施により健全性維持が可能と評価しており妥当である。

⑧ 割れ

割れは、雑個体焼却設備･焼却炉（耐火キャスタブル）等において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。定期的な目視検査の実施により健全性を維持しており、今後も定期的に目視検査を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

⑨ 溶損

溶損は、雑個体焼却設備･空気予熱器（メインバーナ）において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。定期的な目視検査の実施により健全性を維持しており、今後も定期的に目視検査を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

⑩ 変形

変形は、雑個体焼却設備･1次セラミックフィルタ（支持プレート）において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。定期的な変形量の測定により健全性を維持しており、今後も定期的に変形量測定を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

⑪ 応力腐食割れ

応力腐食割れは、雑個体焼却設備･排ガスフィルタ（ケーシング）等、表に示すような箇所で着目すべき経年劣化事象として抽出されている。

雑個体焼却設備･排ガスフィルタ（ケーシング）は、排ガス中の塩素濃度の確認とケーシング内面の塗装の実施により健全性を維持しており、今後も目視検査を実

施していくとしており高経年化対応として妥当である。

雑個体焼却設備・炭素鋼配管・弁（伸縮継手）は、耐食性の優れた材質への取替え実施により健全性を評価していることから高経年化技術評価は妥当である。

雑個体焼却設備・ステンレス鋼配管・弁（伸縮継手、配管）の、伸縮継手については耐食性の優れた材質への取替え実施、ステンレス鋼配管については、排ガス中の塩素濃度の確認により健全性を維持しており、今後も目視検査を実施していくとしており高経年化対応として妥当である。

⑫ 劣化

劣化は、ケミカルアンカの樹脂において着目すべき経年劣化事象として抽出されている。ケミカルアンカの樹脂本体については、高温環境下における変形、紫外線、放射線、水分の付着による劣化の可能性が考えられるが、温度による劣化については樹脂部がコンクリート内に埋設されており、直接高温の機器や流体に接触しておらず、基礎ボルトの健全性を阻害する可能性は小さいと評価している。紫外線及び放射線による劣化についても、樹脂部がコンクリート内に埋設されていることから直接紫外線・放射線にさらされないことや、メーカの各種試験（屋外暴露試験、引抜試験等）の結果から基礎ボルトの健全性が阻害される可能性は小さいとしており妥当である。

また、追加保全策として、取替等、適切な機会を利用してサンプル調査を実施することとしており妥当である。

15. 電源設備

(1) 着目すべき経年劣化事象

電源設備は、非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機関、非常用ディーゼル発電機関付属設備、直流電源設備、計器用電源設備及び制御棒駆動用電源設備に種別分けされ、標準審査要領の標準フローに基づき、これらの機器の着目すべき経年劣化事象として次の事象が抽出されている。これらは現在の技術的知見等を踏まえると妥当である。

着目すべき経年劣化事象	発生部位
絶縁低下	非常用ディーゼル発電機の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイル、非常用ディーゼル発電機関付属設備のポンプモータの固定子コイル、口出線・接続部品、直流電源設備の変圧器、保護リレー、計器用電源設備の変圧器
全面腐食	非常用ディーゼル発電機関シリンダカバー及びシリンダライナの純水接液部、非常用ディーゼル発電機関付属設備の海水系統配管母管の内面、非常用ディーゼル発電機関付属設備の海水系統配管母管の内面、非常用ディーゼル発電機関付属設備の燃料油系統配管の屋外配管母管の外面、基礎ボルト
スケール付着	非常用ディーゼル発電機関の空気冷却伝熱管、非常用ディーゼル発電機関付属設備熱交換器（清水冷却器、潤滑油冷却器、清水加熱器）の伝熱管
摩耗及び 高サイクル疲労割れ	非常用ディーゼル発電機関付属設備（清水冷却器）の伝熱管

(2) 審査結果のまとめ

① 絶縁低下

絶縁低下は、非常用ディーゼル発電機等の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイル等において着目すべき経年劣化事象として抽出され、このうちディーゼル発電機等の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイルは別途評価されているポンプモータと同様の評価であるとされ、直流電源設備の保護リレーは試験により 60 年間の健全性が評価されている。なお、直流電源設備と計装用電

源設備の変圧器は絶縁低下の発生の可能性を否定できないとしているが、現状保全により絶縁低下の検知は可能であると評価している。

これらの評価内容を審査マニュアルに基づき審査した結果、非常用ディーゼル発電機等の固定子コイル、口出線・接続部品、回転子コイル等の絶縁低下に関する高経年化対応として妥当である。

②全面腐食

非常用ディーゼル発電機関の純水接液部のうち、シリンダカバー及びシリンダライナについては、腐食代が確認されていないため保守的に着目すべき経年劣化事象として扱っており、飽和溶存酸素濃度水における全面腐食として、60 年間の腐食量を推定して健全であることを評価すると共に、これまでの分解点検時の目視確認の実績で腐食が認められていないこと、今後も定期的な分解点検時の目視確認を継続するとしている。

非常用ディーゼル発電機関付属設備の海水系統炭素鋼配管母管の内面について、ライニングの劣化や剥離を想定して、海水中での全面腐食を着目すべき経年劣化事象として扱っており、一般的なデータに基づいて今後の腐食傾向が急激な進展を示す可能性は小さいと評価するとともに、定期的な分解点検時にライニングの健全性を確認していくとしている。

非常用ディーゼル発電機関付属設備の燃料油系統配管の屋外配管母管の外面については、塗装や外装カバー等による防水措置が不十分な場合に雨水等による全面腐食の可能性があるとして、着目すべき経年劣化事象として扱っており、定期的に目視検査によって塗装や外装カバー等の健全性確認を継続するとしている。

基礎ボルトについては、コンクリート直上部の大気中腐食を想定しているが、すべての機器に共通な項目であり、機械設備の技術評価で一括して評価している。

これらの評価内容を現時点での技術的知見に基づき審査した結果、いずれも高経年化対応として妥当である。

③ スケール付着

スケール付着は、非常用ディーゼル発電機関の空気冷却伝熱管、非常用ディーゼル発電機関付属設備熱交換器（清水冷却器、潤滑油冷却器、清水加熱器）の伝熱管において着目すべき経年劣化事象として抽出され、スケール付着の定量的な評価が困難であるため、ブラシ洗浄、出口温度等のパラメータ監視が実施されている。

これらの評価内容を現時点での技術的知見に基づき審査した結果、いずれも高経年化対応として妥当である。

④ 摩耗及び高サイクル疲労割れ

摩耗及び高サイクル疲労割れは、非常用ディーゼル発電機関付属設備の清水冷却器の伝熱管において、邪魔板との管穴が腐食により拡大した場合、カルマン渦との共振や流力弾性振動が発生し、それに伴う摩耗や高サイクル疲労割れが想定されるとして着目すべき経年劣化事象として抽出されるが、これまでの定期的な分解点検時の目視点検や渦流探傷検査で異常が認められていないこと、また、健全性評価において、カルマン渦との共振や流力弾性振動が評価されていることを確認した。

これらの評価内容を現時点での技術的知見に基づき審査した結果、いずれも高経年化対応として妥当である。

「標準審査要領に基づくチェックリスト例」

伊方発電所１号機　容器（1/20）

審査ステップ			審査結果		
高経年化技術評価等	①体制		別途（一括審査）		
	②重要度分類クラス１、２、３の機器・構造物の抽出		別途（一括審査）		
	１つの機器を選定	機器種別	容　器		
		区分	原子炉容器		
		評価モデル機器	原子炉容器		
	③消耗品・定期取替品の抽出		Ｏリングが抽出されており妥当		
	④機能達成部位の抽出		上部蓋、上部胴、中間胴、下部胴、下部鏡、胴フランジ、冷却材入口管台、冷却材出口管台、安全注入管台、蓋用管台、空気抜用管台、炉内計装筒、炉心支持金物、スタッドボルト、Ｏリングが抽出されており妥当		
	⑤動的部位の抽出		該当部位なし		
	⑥使用材料及び環境の同定	環境	最高使用圧力；17.2Mpa、最高使用温度；323℃、内部流体；１次冷却材		
		使用材料	上部蓋（SFVQ1A）、上部胴・胴フランジ（SA508 Cl2）、中間胴・下部胴・下部鏡（SA533Gr.B Cl1）、冷却材入口管台・冷却材出口管台・安全注入管台（SA508 Cl2）、蓋用管台・空気抜用管台（インコネル 690 合金）、炉内計装筒・炉心支持金物（インコネル 600 合金）、スタッドボルト（SNB24-3）		
	⑦経年劣化事象の抽出		疲労割れ	応力腐食割れ	中性子照射脆化
	⑧経年劣化事象に対する評価点の抽出		スタッドボルト	冷却材入口管台、炉内計装筒、炉心支持金物	中間胴、下部胴
	⑨経年劣化事象の発生又は進展の評価		プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、材料に疲労が蓄積することから、着目すべき経年劣化事象とする評価は妥当。	１次冷却材に接するインコネル 600 合金使用部位に対する応力腐食割れを、国内外のトラブル事例も参考とし着目すべき経年劣化事象とする評価は妥当。	炉心領域部について、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚領域部の靭性が低下することから、中性子照射脆化を着目すべき経年劣化事象とする評価は妥当。
	⑩着目すべき経年劣化事象の抽出		スタッドボルトの疲労割れ	冷却材入口管台、炉内計装筒、炉心支持金物の応力腐食割れ	中間胴、下部胴の中性子照射脆化
	⑪健全性の評価		「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」及び「環境中疲れ寿命評価指針」に基づき疲労評価を実施し、許容値に対し余裕のあることが確認されており妥当。	現状の知見を踏まえて、インコネル 600 合金使用部位の応力・温度条件をもとに評価を行い、応力条件の厳しい炉内計装筒母材及び表面仕上げの行われていない炉内計装筒Ｊ溶接部について、応力腐食割れ発生の可能性は否定できないとする評価は妥当。	JEAC4201 の脆化予測式による評価を実施し、特異な脆化は認められておらず、また、JEAC4206 による加圧熱衝撃に対する評価を実施し、脆性破壊に対する抵抗が十分大きいことが確認されており妥当。
	⑫現状保全の評価		定期的に超音波探傷試験及び目視検査により、有意な欠陥の無いことを確認しており妥当。	日本機械学会維持規格（JSME S NA1－2002）に加えて、保安院指示文書による手法・頻度に従い検査を実施し有意な欠陥の無いことを確認するとともに、定期的に漏えい試験を実施し、耐圧部の健全性を確認しており妥当。また、炉内計装筒母材部については異常の無いことを確認の上、第 22 回定期検査（2004 年度）においてレーザピーニングを施工し、予防保全を実施しており妥当。さらに、炉内計装筒溶接部についても第 24 回定期検査時（2006～2007 年度）にレーザピーニングを施工し、予防保全を実施。	定期的に超音波探傷試験等により、有意な欠陥の無いことを確認するとともに、計画的に監視試験を実施し、将来の運転期間に対する脆化予測を行い、原子炉容器の健全性を評価しており妥当。
	⑬追加保全策の策定		念のため、定期的に実過渡回数による評価の実施	保安院指示文書に基づく継続的な検査の実施により健全性を確認していくとともに、国プロや民間の技術開発により得られた知見を踏まえ、き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに、応力改善などの予防保全技術を確立し、実機への適用を推進する。	現時点で監視試験片の数量に不足はないものの、脆化予測精度向上の観点から、使用済試験片の再生技術等の技術開発等により得られた知見を踏まえ、今後の保全への反映を検討する。
	⑭経年劣化事象の評価に係わる網羅性		網羅されている		
	⑮部位の評価に係わる網羅性		網羅されている		
	⑯機器・構造物の評価に係わる網羅性※1		当該機器のみ		
	⑰耐震安全性の評価、⑱耐震に係わる現状施設の評価、⑲耐震に係わる追加保全策の策定は別紙参照				

※　1：ここでは、評価モデル機器以外の同種類の機器の高経年化技術評価が、評価モデル機器の技術評価によって網羅されている場合はその妥当性を、個別に技術評価することによって網羅されている場合はその評価の妥当性を審査した。

耐震安全性評価の概要

事業者による機器･構造物（以下、機器と記す）の耐震安全性評価の報告書について、下記観点から妥当性の審査を行った。

1) 評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理
2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の選定
3) 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価
4) 地震時動的機能維持の評価（該当機器の場合）
5) 評価対象機器全体への展開
（上記 1）項において、代表機器が選定された場合）
6) 保全策に反映すべき項目の抽出

特に、上記 3)項においては、下記点に着目した。

① 対象とする機器の耐震クラス
② 機器に作用する地震力の算定
（設計確認用基準地震動 S1: 350Gal、基準地震動 S2: 473Gal）
③ ６０年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
④ 振動特性解析（地震応答解析）
⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
⑥ 許容限界との比較

<u>1) 評価対象機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理</u>

事業者の報告書では、上記 1)について技術評価と同様に評価モデル機器の種別が１５種類に分類（（ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備（基礎ボルトを含む）、電源設備）され、技術評価での代表機器に加え耐震クラスが上位の機器が代表機器として選定されている。耐震クラスは関連する「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601 等の分類に対応して整理されている。

<u>2) 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の選定</u>

上記 2)については、まず、技術評価での検討結果を考慮して、発生しているか発生が否定できない経年劣化事象が選定･整理され、次に、顕在化すると機器の振動応答特性または構造･強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として選定･整理されている。なお、技術評価では、発生が否定できない経年劣化事象であっても、「現実の劣化傾向が、あらかじめ想定された劣化モードから乖離することが考えがたい経年劣化事象」を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象から除外しているが、耐震安全性評価では評価対象として除外せず、その中から顕在化する

と機器の振動応答特性または構造･強度への影響が有意な経年劣化事象が耐震安全上着目すべき事象として選定･整理されている。

影響が軽微若しくは無視できるとして選定されなかった経年劣化事象についてはその理由が示されており、選定結果は妥当である。

3) 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価

上記 3)については、容器（原子炉容器）、配管（炭素鋼配管）、コンクリート構造物及び鉄骨構造物を例として説明する。審査結果の要点を付表1に示す。

容器の代表機器とした原子炉容器（耐震クラスAs）では、上記 2)で胴部の中性子照射による関連温度の上昇、炉内計装筒の応力腐食割れが選定され、各々、60年の供用を仮定した経年劣化事象として破壊靭性の低下、貫通き裂を想定し、耐震クラスAsの設計地震力から求めた発生応力等が許容限界以下となることが示されている。

胴部の中性子照射による関連温度の上昇の評価では、保守的に表面欠陥が仮想的に設定されて、地震荷重による応力拡大係数と加圧熱衝撃（内圧、熱）による応力拡大係数を組み合わせても破壊靭性を下回る（欠陥から破壊が生じない）ことが示されている。ここで、評価方法は（「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認方法」JEAC4206-2004）が適用されている。炉内計装筒の応力腐食割れの評価では、地震荷重による応力に内圧等による応力が加算され、貫通欠陥が仮想的に設定されて、欠陥部位の残存断面の応力がき裂安定限界応力を下回る（欠陥から破壊が生じない）ことが示されている。ここで、評価方法としては、上記 JEAC4206-2004 と「発電用原子力設備規格　維持規格」（JSME S NA1-2004）等に示されている正味応力概念が適用されている。これらの経年劣化事象は振動特性に影響しない（剛性に影響しない）扱いになっている。

炭素鋼配管の代表機器とした主給水系統配管（耐震クラスAs）では、上記 2)で顕在化すると耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象として配管の減肉が選定され、60年の供用を仮定した経年劣化事象として耐圧上の必要最小厚さまでの一様減肉を想定し、設計地震力から求めた応力に基づいて系統中の最も大きい発生応力が許容応力以下となることが示されている。

地震による発生応力は、配管の振動特性に対して減肉は影響するとして、設計地震力を用いて求められている。減肉に対する評価は、系統内のすべての配管において、NISA 指示文書（NISA-163a-05-1）で偏流発生部とされるエルボ部、レジューサ部等及びその下流部に保守的に一様減肉を想定→保守的に耐圧上の必要最小厚さまで減肉させた場合の応力を評価→内圧等による応力を加算、の手順で関連規格

（JEAG4601-1987）に基づく許容応力との比較が行われている。

他方、上記の評価結果を評価対象機器全体に展開した結果、低温再熱蒸気系統配管、第1抽気系統配管、第2抽気系統配管、第3抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、ドレン系統配管、復水系統配管、補助蒸気系統配管の炭素鋼配管　（補助蒸気系統配管は耐震クラスAs、それ以外は耐震クラスC）で、顕在化すると耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象として減肉が選定され、代表機器と同様にして必要最小厚さまでの一様減肉を想定し、当該配管系統内の発生応力が評価されている。その結果、第3抽気系統配管以外の配管では系統中の最も大きい発生応力が許容応力以下となることが示されている。

第3抽気系統配管では、実態に近い評価として、肉厚測定による実測データに基づいて同一ライン内で最も減肉が進んだ箇所が必要最小厚さに達する時点に着目→各減肉評価対象箇所毎の最大減肉率を用いて当該時点での肉厚（一様減肉）を想定し応力を評価、の手順で応力を評価することにより、系統中の最も大きい発生応力が許容応力以下となることが示されている。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物では、上記 2)で顕在化すると耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象として、コンクリートの膨張としてすでに顕在化しているＡＳＲ（アルカリ骨材反応）による強度低下が考慮され、タービン架台（耐震クラスC）のせん断破壊に対する解析評価を実施している。その結果、ＡＳＲによる膨張変形を考慮した通常運転状態に設計地震力を加えても、最も厳しい部材の発生せん断力はせん断耐力を下回ることが報告されている。

以上、容器（原子炉容器）、配管（炭素鋼配管）、コンクリート構造物及び鉄骨構造物（タービン架台）では経年劣化事象ごとに上記①～⑤の着目点に対応して定量的に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当である。

これら以外の機器についても、ポンプ、熱交換器、弁、炉内構造物、空調設備、機械設備（基礎ボルトを含む）、電源設備の耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象が選定され、耐震安全性が適切に評価されており、いずれも発生応力等が許容限界以下となるとの評価結果は妥当である。

4) 地震時動的機能維持の評価

上記 4)については、上記 2)、3)の評価結果に基づいて、動的を含む地震時機能維持が要求されるポンプ、ポンプモータ、弁、炉内構造物、電気設備、タービン設備、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の機能維持に経年劣化事象は影響しないとされており、妥当である。

5) 評価対象機器全体への展開

上記 5)については、配管、熱交換器を対象として代表機器以外の機器の耐震安全性評価に必要な経年劣化事象の選定と評価が具体的に展開されており、妥当である。

6) 保全策に反映すべき項目の抽出

事業者の報告書では、上記 6)において、配管を除く機器については耐震上の観点から保全策に追加すべき項目は抽出されなかったとしているが、配管については「配管減肉において、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う」としている。

このように、耐震性の観点から、配管減肉管理を長期保全計画に反映することは妥当である。

付表1　耐震安全性評価に対する審査結果の要点（原子炉容器、炭素鋼配管、タービン建家の例）

審査ステップ		審査結果					
1)評価対象機器の選定		安全重要度分類のクラス1、2に該当する機器、及びクラス3の高温、高圧の環境下にある機器が選定されており妥当					
2)機器ごとの安全重要度、耐震クラス等の整理		機器ごとの安全重要度、耐震クラス、使用材料等が整理されたリストは妥当					
1つの機器を選定	機器種別	容器		配管			コンクリート構造物及び鉄骨構造物
	区分	原子炉容器		炭素鋼配管			コンクリート構造物及び鉄骨構造物
	評価モデル機器	原子炉容器		主給水系統配管	下記 6)参照	下記 6)参照	タービン建家（タービン架台含む）
使用材料及び環境	環境	最高使用圧力約 17.2MPa、最高使用温度約 343℃、流体 1 次冷却材		最高使用圧力約 10.6MPa、最高使用温度約 230℃、流体給水	－	－	－
	使用材料	低合金鋼（内面ステンレス鋼内張り）		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	骨材（粗骨材:砕石、細骨材:海砂）、セメント（中庸熱ポルトランドセメント、普通ポルトランドセメント）、鉄筋（異形棒鋼）
3)耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象の選定		・経年劣化事象が影響する機器の機能、部位が整理されたリストは妥当 ・耐震安全性に有意な影響を与える経年劣化事象の選定が整理されたリストは妥当 ・有意としない経年劣化事象の根拠が示されており妥当					
有意な経年劣化事象の選定	経年劣化事象	中性子照射による関連温度上昇	応力腐食割れ	減肉	減肉	減肉	アルカリ骨材反応による強度低下
	評価部位	胴部（炉心領域部）	炉内計装筒	母管の内面	母管の内面	母管の内面	タービン架台
4)経年劣化事象ごとの耐震安全性評価	①耐震クラス	As であり妥当	As であり妥当	As であり妥当	C であり妥当	As であり妥当	C であり妥当
	②機器に作用する地震力の算定	基準地震動 S_2 に基づく地震力を適用しており妥当	基準地震動 S_2 に基づく地震力を適用しており妥当	基準地震動 S_2 に基づく地震力及び A クラス地震力を適用しており妥当	C クラス静的地震力を適用しており妥当	基準地震動 S_2 に基づく地震力及び A クラス地震力を適用しており妥当	C クラス静的地震力を適用しており妥当
	③60 年の供用を仮定した経年劣化事象のモデル化	運転開始後 60 年間の照射による靭性低下に加え、保守的な評価として周方向の欠陥を想定しており妥当	保守的な評価としてスリット状の貫通欠陥を想定しており妥当	必要最小厚さまでの一様減肉を想定しており妥当	減肉評価対象箇所において一律に必要最小厚さまでの一様減肉を想定、あるいは同一ライン内で最も減肉が進んだ箇所が必要最小厚さに達する時点での各減肉評価対象箇所毎の一様減肉を想定しており妥当	必要最小厚さまでの一様減肉を想定しており妥当	アルカリ骨材反応による膨張変形を考慮しており妥当
	④振動特性解析（地震応答解析）	中性子照射脆化が振動特性に影響せずとしていることは妥当	応力腐食割れが振動特性に影響せずとしていることは妥当	減肉による剛性低下の振動特性に対する影響を考慮しており妥当	該当せず（静的地震力）	減肉による剛性低下の振動特性に対する影響を考慮しており妥当	該当せず（静的地震力）
	⑤地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ	地震荷重による応力拡大係数と加圧熱衝撃事象（内圧、熱）による応力拡大係数を組合せており妥当	地震荷重による応力と自重及び内圧による応力を組み合わせており妥当	地震荷重による応力と自重及び内圧による応力を組合せており妥当	地震荷重による応力と自重及び内圧による応力を組合せており妥当	地震荷重による応力と自重及び内圧による応力を組合せており妥当	地震荷重と自重等を組合せており妥当
	⑥許容限界との比較	応力拡大係数が破壊靭性値を下回るとの評価は妥当	発生応力がき裂安定限界応力以下との評価は妥当	発生応力が許容応力以下との評価は妥当	発生応力が許容応力以下との評価は妥当	発生応力（一次応力）が許容応力以下との評価は妥当。一次＋二次応力が許容応力を超えるため疲労評価を行い疲れ累積係数が許容値 1 以下との評価は妥当	地震力に対する最も厳しい部材の発生せん弾力はせん断耐力を下回るとの評価は妥当
5)地震時動的機能維持の評価		該当せず	該当せず	該当せず	該当せず	該当せず	該当せず
6)評価対象機器全体への展開		該当なし	該当なし	右記	※1（評価は上記）	補助蒸気系統配管（評価は上記）	該当なし
7)保全策に反映すべき項目の抽出		上記により、追加保全が不要であるとの評価は妥当	上記により、追加保全が不要であるとの評価は妥当	今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行うために、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行う必要があるとすることは妥当			上記により、追加保全が不要であるとの評価は妥当

※1：グランド蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、第 2 抽気系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、ドレン系統配管、復水系統配管